

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-Ⅲ-7 改 26
提出年月日	平成 30 年 11 月 5 日

東海第二発電所 劣化状況評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成 30 年 11 月 5 日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	5
(1) 評価対象	5
① 耐震安全性評価対象機器	5
② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	5
(2) 評価手法	8
① 主な適用規格	8
② 耐震安全性評価の評価手法	9
③ 工事計画認可で用いた耐震評価手法等の反映について	11
(3) 評価用地震力	14
(4) 評価用地震動	15
(5) 代表の選定	19
4. 代表の耐震安全性評価	21
(1) 耐震安全性評価	21
① 低サイクル疲労	21
② 中性子照射脆化	21
③ 照射誘起型応力腐食割れ	21
④ 熱時効	22
⑤ 応力腐食割れ	24
⑥ 腐食（流れ加速型腐食）	24
⑦ 腐食（全面腐食）	27
⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価	29
⑨ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価	29
⑩ 浸水防護施設の耐震安全性評価	32
⑪ 工事計画認可の内容を踏まえた劣化状況評価の見直し	32
(2) 現状保全	33
(3) 総合評価	33
(4) 高経年化への対応	33
5. まとめ	34
(1) 審査基準適合性	34
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	40

別紙 1.	低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について	42
別紙 2.	震災が評価に与える影響とその考え方について	54
別紙 3.	中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について	65
別紙 4.	シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について	77
別紙 5.	廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について	89
別紙 6.	流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について	97
別紙 7.	建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について	170
別紙 8.	機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について	250
別紙 9.	後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について	276
別紙 10.	動的機能維持評価について	280
別紙 11.	浸水防護施設の耐震安全性評価について	308
別紙 12.	工事計画認可の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し 前後の相違点について	318
添付資料 1	V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書	334
添付資料 2	V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書	350

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 114 条の規定に基づく、劣化状況評価における耐震安全性評価の補足として耐震安全性の評価結果を説明するものである。

なお、高経年化対策に関する各機器・構造物の劣化状況評価については劣化状況評価書に取りまとめている。

劣化状況評価における耐震安全性評価とは、耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象について、評価対象機器・構造物の経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響を評価することをいう。

2. 基本方針

機器の材質、環境条件等を考慮し、発生し得る経年劣化事象に対して劣化状況評価を行った結果、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。

したがって、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与える経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、耐震安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておく必要があると考えられることから、運転期間延長認可申請の劣化状況評価の中で耐震安全性の評価を実施するものである。

耐震安全性評価に対する評価の基本方針は、評価対象機器について発生しうる経年劣化事象に対して実施した劣化状況評価に耐震性を考慮した技術的評価を実施して、運転開始後 60 年時点までの期間において実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準に定める要求事項に適合することを確認することである。耐震安全性を評価するにあたっての要求事項を表 1 に整理する。

表1 (1/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p><耐震安全性評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。 ○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。 ○ 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。 ○ 経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。
<p>実用発電用原子炉の運転延長認可申請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p> <p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑥ 動的機器（部位）の抽出</p> <p>動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の保守管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、保守管理要領等の文書及び保守管理実績等により審査する。</p> <p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出</p> <p>経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出</p> <p>耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p> <p>⑳-1 耐震安全性の評価</p> <p>実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p>

表 1 (2/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>②-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p> <p>②-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。</p> <p>④ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し</p> <p>⑥ 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。</p> <p>実用炉規則第 82 条第 1 項から第 3 項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後 30 年、40 年又は 50 年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。</p> <p>⑥を行うに当たっては、P L M基準 2008 版の 6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。</p>

表 1 (3/3) 耐震安全性評価についての要求事項

審査基準, ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

(1) 評価対象

① 耐震安全性評価対象機器

「劣化状況評価」における評価対象機器と同じ、重要度分類審査指針クラス 1, 2 及び最高使用温度が 95 °C を超える, 又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器 (浸水防護施設を含む), 並びに常設重大事故等対処設備に属する機器・構造物とする。

上記の機器のうち, 以下の機器を耐震安全性評価 (東北地方太平洋沖地震の影響を考慮した耐震安全性評価を含む。) における評価対象機器とする。

- ・各劣化状況評価で行った機器のグループ化における「同一グループ内での代表機器」
- ・「同一グループ内での代表機器」より耐震重要度が上位の機器

耐震安全性評価の各経年劣化事象における対象機器は表 2 に示す機器とし, 「4. 代表の耐震安全性評価」にて評価を実施する。

② 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

①にて抽出された耐震安全性評価対象機器において, 各劣化状況評価書で評価対象機器・部位ごとに想定される経年劣化事象については, 以下のとおり分類される。

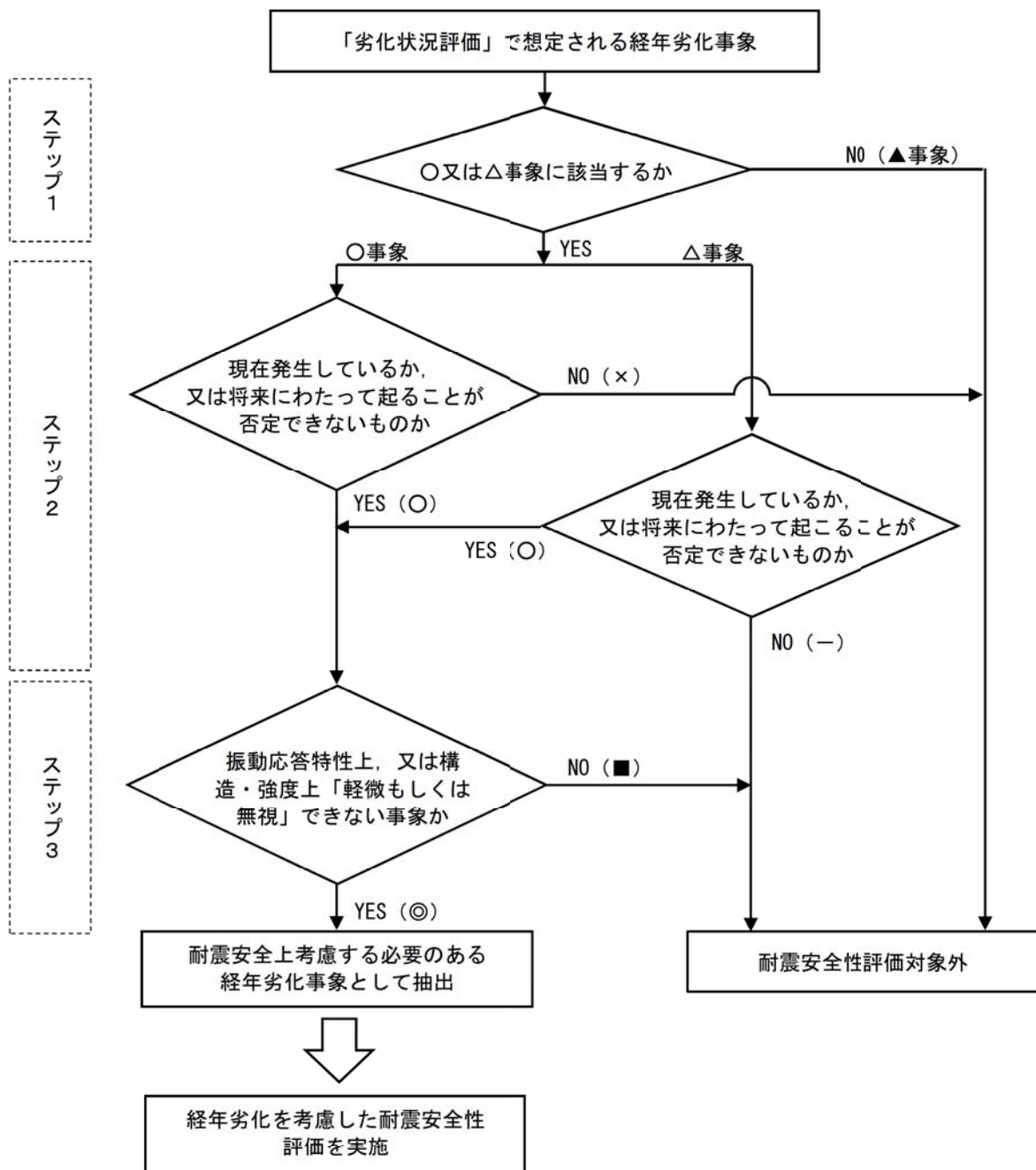
- a. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 (○事象)
- b. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象 (日常劣化管理事象)
(△事象)
- c. 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象
(日常劣化管理事象以外) (▲事象)

このうち, 耐震安全性評価を実施する機器として, a. 及び b. のうち「現在発生しているか, 又は将来にわたって起こることが否定できないもの」で且つ「振動応答特性上, 又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない経年劣化事象」について, 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出し, 経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施する。

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローを図 1 に示す。

浸水防護施設についても, 表 2 に示す機器・構造物のうち弁, コンクリート構造物及び鉄骨構造物, 計測制御設備に分類されており, それぞれの機器に対して耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出する。

また, 東北地方太平洋沖地震の影響を考慮する必要のある経年劣化事象については, 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象のうち, 東北地方太平洋沖地震による影響を考慮した際に, 耐震評価結果が耐震安全性評価書に記載される評価結果に包含されず, 重畳される事象である低サイクル疲労とする。



【凡例】

- ：評価対象として抽出
- －：評価対象から除外
- ×：現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、又は小さいものとして評価対象から除外
- ：振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できる事象として評価対象から除外
- ◎：耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出
- 事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
- △事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）
- ▲事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

YES/NO（ ）内の記号は耐震評価の分類を示す。

図1 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フロー

表2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象一覧

機器・ 構造物	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象						
	低サイクル 疲労	中性子 照射 脆化	照射誘起 型応力腐 食割れ*1	熱時効	応力腐食 割れ	腐食	
						流れ 加速型 腐食	全面 腐食
ポンプ	◎	—	—	◎	—	—	◎*3
熱交換器	—	—	—	—	—	◎	◎*2,*3
ポンプ モータ	—	—	—	—	—	—	—
容器	◎	◎	—	—	—	—	◎*3
配管	◎	—	—	—	—	◎	◎*3
弁	◎	—	—	◎	—	—	—
炉内構造物	◎	—	◎	—	◎	—	—
ケーブル	—	—	—	—	—	—	◎*3
タービン設 備	—	—	—	—	—	—	◎*3
コンクリー ト構造物及 び鉄骨構 造物	—	—	—	—	—	—	—
計測制御設 備	—	—	—	—	—	—	◎*3
空調設備	—	—	—	—	—	—	◎*3
機械設備	—	—	—	—	◎	◎	◎*3
電源設備	—	—	—	—	—	—	◎*3

*1：中性子照射による靱性低下も考慮している

*2：胴，伝熱管の腐食

*3：基礎ボルト

【凡例】

◎：振動応答特性上，又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象

—：日常劣化管理事象のうち，現在発生しておらず，今後も発生の可能性がないもの，又は小さい事象

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）のうち、図1の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フローにて、耐震安全上考慮不要となる経年劣化事象は以下のとおり。

- (a) 技術評価の結果、現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できない事象ではない事象
- a. 上部格子板等の照射誘起型応力腐食割れ
上部格子板のグリッドプレートに溶接部はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分が低く、照射誘起型応力腐食割れの可能性はない。
炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管については、しきい照射量を超えないため、照射誘起型応力腐食割れの可能性はない。
- b. コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透及び機械振動による強度低下並びに熱による遮へい能力低下
いずれの事象も劣化状況評価における評価結果から「現在発生しておらず、今後発生の可能性がないもの、又は小さいもの」であり、耐震性への影響はない。
- (b) 振動応答特性上、又は構造・強度上「軽微もしくは無視」できない事象ではない事象
- c. 絶縁特性低下、計測制御設備等の特性変化、導通不良
発生する部位によらず機器の振動応答特性又は構造・強度への影響が「軽微もしくは無視」できる。
- d. シール部、Oリング（電気ペネトレーション）の気密性の低下
シール部、Oリングは、構造・強度部材ではないことから耐震性への影響はない。

(2) 評価手法

① 主な適用規格

耐震安全性評価に用いた規格を以下に示す。

- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005年版（2007年追補版を含む） JSME S NC1-2005(2007)」（以下、「設計・建設規格」という）
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008年版 JSME S NA1-2008」（以下、「維持規格」という）
- ・ 日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」（以下、「JEAG4613-1998」という）
- ・ 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験 JEAC4206-2007」（以下、「JEAC4206」という）
- ・ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」（以下、「配管減肉管理規格」という）
- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601-補-1984」（以下、「JEAG4601」という）
- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（以下、「JEAG4601」という）

- ・ 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針追補版 JEAG4601-1991」(以下、「JEAG4601」という)

② 耐震安全性評価の評価手法

(a) 低サイクル疲労 (ポンプ, 容器, 配管, 弁, 炉内構造物)

運転開始後 60 年時点までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数と基準地震動 S_s , 又は弾性設計用地震動 S_d を考慮した疲労累積係数の合計値が許容値 1 を下回ることを確認する。

(b) 中性子照射脆化 (容器)

運転開始後 60 年時点での K_{Ic} 下限包絡曲線と基準地震動 S_s の荷重を考慮した K_I 曲線を算出し, K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線を比較した結果が $K_{Ic} > K_I$ となり, 許容限界を下回ることを確認する。

(c) 照射誘起型応力腐食割れ (炉内構造物)

亀裂を想定し, 地震時の応力拡大係数が, 運転開始後 60 年時点の中性子照射量を考慮した破壊靱性値を下回ることを確認する。

なお, 劣化状況評価「照射誘起型応力腐食割れ」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(d) 熱時効 (ポンプ, 弁)

亀裂を想定し, 評価対象部位の地震時の亀裂進展力が運転開始後 30 年時点の熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗を下回ることを確認する。

なお, 劣化状況評価「2 相ステンレス鋼の熱時効」にて地震荷重を含んだ評価を実施している。

(e) 応力腐食割れ (炉内構造物, 機械設備)

a. 炉内構造物

亀裂を想定し, 地震時荷重が極限解析により算出される崩壊荷重を下回ることを確認する。

b. 機械設備

亀裂を想定し, 地震時の発生応力が亀裂安定限界応力を下回ることを確認する。

(f) 腐食（流れ加速型腐食）（配管，熱交換器，機械設備）

a. 配管

保全活動の範囲内で発生する可能性のある減肉を考慮して地震時の発生応力，又は疲労累積係数を算出し，許容値を下回ることを確認する。

耐震安全性評価フローを図2に示す。

b. 熱交換器，機械設備

伝熱管の施栓基準である，管支持板の減肉による支持間隔喪失，又は伝熱管内面の減肉を考慮して地震時の発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

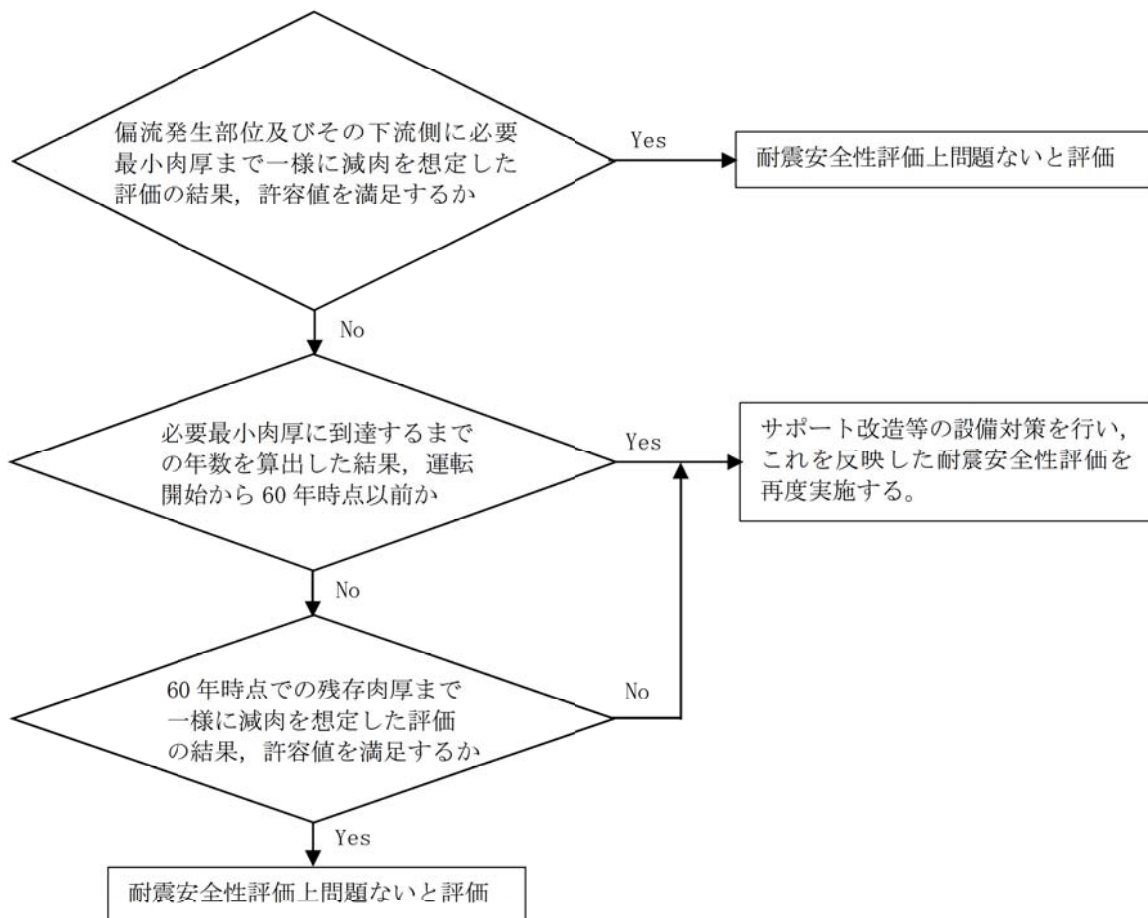


図2 腐食（流れ加速型腐食）（配管）の耐震安全性評価フロー

(g) 腐食（全面腐食）（熱交換器，基礎ボルト）

運転開始後 60 年時点の腐食減肉を仮定して地震時の発生応力を算出し，許容応力を下回ることを確認する。

(h) 動的機能維持（ポンプ，弁，タービン設備，計測制御設備，空調設備，機械設備，電源設備）

経年劣化事象を考慮し，地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果が，機能確認済加速度以下であることを確認する。

(i) 制御棒挿入性（制御棒，炉内構造物，燃料集合体）

劣化状況評価の中から制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象を抽出して影響評価を行い，地震時の燃料集合体の変位を評価した結果，機能確認済相対変位以下であることを確認する。

③ 工事計画認可で用いた耐震評価手法等の反映について

現状の設備状態に基づき耐震安全性評価を行うことを基本とするが，工事計画認可（平成 30 年 10 月）（以下，「工事計画認可」という）に係る設備については，工事計画認可どおりに工事が実施されることを前提とした耐震安全性評価を行う。

また，工事計画認可にて適用されている地震動，評価手法等（評価方法，評価モデル等）を適切に反映した評価を実施する。

工事計画認可における既工認と異なる評価手法についての劣化状況評価への反映状況を表 3 に，耐震設計に係る工認審査ガイドにおいて新規に要求される評価項目についての劣化状況評価への反映状況を表 4 に整理した。

表 3 (1/2) 既工認と異なる評価手法についての劣化状況評価への反映状況

項目	概要	工事計画認可における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
1. 先行プラントの知見反映を基本として変更する手法					
(1)	クレーンの非線形時刻歴応答解析の適用	すべり及び浮き上がりの条件を考慮した非線形時刻歴応答解析での評価	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC ^{#1} 建屋天井クレーン	—	耐震評価対象外機器のため（耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されない）
(2)	ポンプ等の応答解析モデルの精緻化	立形ポンプにおける JEAG4601-1991 に基づく、モデルの精緻化	立形ポンプ（高圧炉心スプレイ系ポンプ他）	○	立形ポンプの耐震安全性評価（基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価）に反映
		架台及び熱交換器本体の相互影響を精緻に評価するための多質点系はりモデルを用いた地震応答解析による評価	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系熱交換器の耐震安全性評価（基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価）に反映
		集中質量を用いる質点モデルから等分布質量としたビーム要素に変更した解析モデルを用いた地震応答解析による評価	格納容器ベント管	—	耐震評価対象外機器のため（耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されない）
(3)	容器等の応力解析への FEM モデルの適用	実機の形状をシェル要素にて模擬し、JSME 等に基づく材料諸元を与えてモデル化	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッド、ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンク	—	原子炉格納容器本体に取付く各構造物、シュラウドヘッドは、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されないため、耐震評価対象外機器である。ディーゼル発電機始動用空気溜め及び燃料油デイトンクの基礎ボルトの腐食を想定した耐震安全性評価は、JEAG4601 の評価式で算出できるため、FEM モデルは適用していない。
(4)	炉心シュラウド等の応力解析への公式等の評価の適用	既工認において FEM による評価にて耐震評価を実施していた設備についての公式等を用いての耐震評価	炉心シュラウド、原子炉本体基礎アンカ部	—	炉心シュラウドには、低サイクル疲労及び IASCC が耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象であるが、いずれも本応力解析には用いないことから、反映を要するものではない。原子炉本体基礎アンカ部は、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されないため、耐震評価対象外機器である。
(5)	解析コードの変更	実機形状を質点とはり要素に置き換えた多質点モデルでの応答解析	原子炉圧力容器内構造物（ジェットポンプ、炉心スプレイスパーージャ、出力領域計装検出器（LPRM））	—	耐震評価対象外機器のため（耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されない）

表 3 (2/2) 既工認と異なる評価手法についての劣化状況評価への反映状況

項目	概要	工事計画認可における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
2. 鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法					
(1)	鉛直方向地震の動的な取り扱いを踏まえて適用する手法	水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根による組合せ 鉛直方向応答解析モデルの追加	動的地震力を適用して耐震評価を行う機器・配管系	○	動的地震力を適用した耐震評価に対し、従来の絶対値和法並びに二乗和平方根を適切に反映している。
3. より現実的な応答を模擬する観点から採用する手法					
(1)	最新知見として得られた減衰定数の適用	振動試験結果等を踏まえて設定した減衰定数の採用	原子炉建屋 6 階天井走行クレーン及び DC*1 建屋天井クレーン, 燃料取替機	—	耐震評価対象外機器のため (耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されない)
		新規制基準での PWR プラントでの適用実績及び BWR プラントへの適用を踏まえた検討がされた減衰定数の設定	配管系	○	機器・配管系の耐震安全性評価に反映
(2)	極限解析による評価の適用	JEAG4601 及び設計・建設規格で規定されている極限解析の適用	炉内構造物(気水分離器スタンドパイプ)	—	耐震評価対象外機器のため (耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されない)

*1：使用済燃料乾式貯蔵建屋

表 4 耐震設計に係る工認審査ガイドにおいて新規に要求される評価項目についての劣化状況評価への反映状況

項目	概要	工事計画認可における対象設備	劣化状況評価への反映		
			反映	説明	
(1)	水平2方向地震力及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価	従来設計手法における水平1方向及び鉛直方向地震力を組合せた耐震計算に対して、施設の構造特性から水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性のあるものを抽出し、施設が有する耐震性に及ぼす影響を評価	シュラウドヘッド, 中性子束案内管, 原子炉格納容器(ドライウエル円錐部, サプレッションチェンバ円筒部シェル部及びサンドクッション部), ベント管, 原子炉遮へい壁	—	耐震評価対象外機器のため (耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象が想定されない)
(2)	動的機能維持評価	これまでの20Hzにおける動的機能維持(応答加速度が機能確認済加速度を下回ること)の確認に加え、高次(50Hz以上)の振動数、及び設置床の最大応答加速度(1.2ZPA)における応答加速度が機能確認済加速度を下回ることを確認	弁	○	接続する配管に腐食(流れ加速型腐食)による減肉が想定される動的機能維持評価対象弁について、工事計画認可における評価手法を用いて、50Hz及び設置床の最大応答加速度(1.2ZPA)の応答加速度の算出及び100Hz以上での影響評価を適切に実施。

(3) 評価用地震力

耐震安全性評価に用いる評価用地震力は各機器の耐震重要度に応じて表5のとおり選定する。

表5 耐震重要度に応じた耐震安全性評価に用いる評価用地震力

耐震重要度	評価用地震力
Sクラス	基準地震動 S_s *1により定まる地震力（以下、 S_s 地震力という）
	弾性設計用地震動 S_d *2により定まる地震力とSクラスの機器に適用される静的地震力のいずれか大きい方*3（以下、「弾性設計用地震力」という）
Bクラス	Bクラスの機器に適用される静的地震力*4,*5
Cクラス	Cクラスの機器に適用される静的地震力*5

*1:「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号）」に基づき策定した、応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動（ S_s -D1）、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価による基準地震動（ S_s -11~14, S_s -21, 22）及び震源を特定せず策定する基準地震動（ S_s -31）。

*2: 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルは、基準地震動 S_s の応答スペクトルに、それぞれ係数0.5を乗じて設定している。

*3: S_s 地震力及び弾性設計用地震力による評価のうち、許容値が同じものについては厳しい方の数値で代表する。

また、許容値が異なり S_s 地震力が弾性設計用地震力より大きく、 S_s 地震力による評価応力が弾性設計用地震力の許容応力を下回る場合は、弾性設計用地震力による評価を実施したものとみなす。

*4: 支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動 S_d による地震力の1/2についても考慮する。

*5: 耐震Sクラスへ波及的影響を及ぼす可能性のある耐震Bクラス及び耐震Cクラスの評価用地震力は S_s 地震力を適用する。

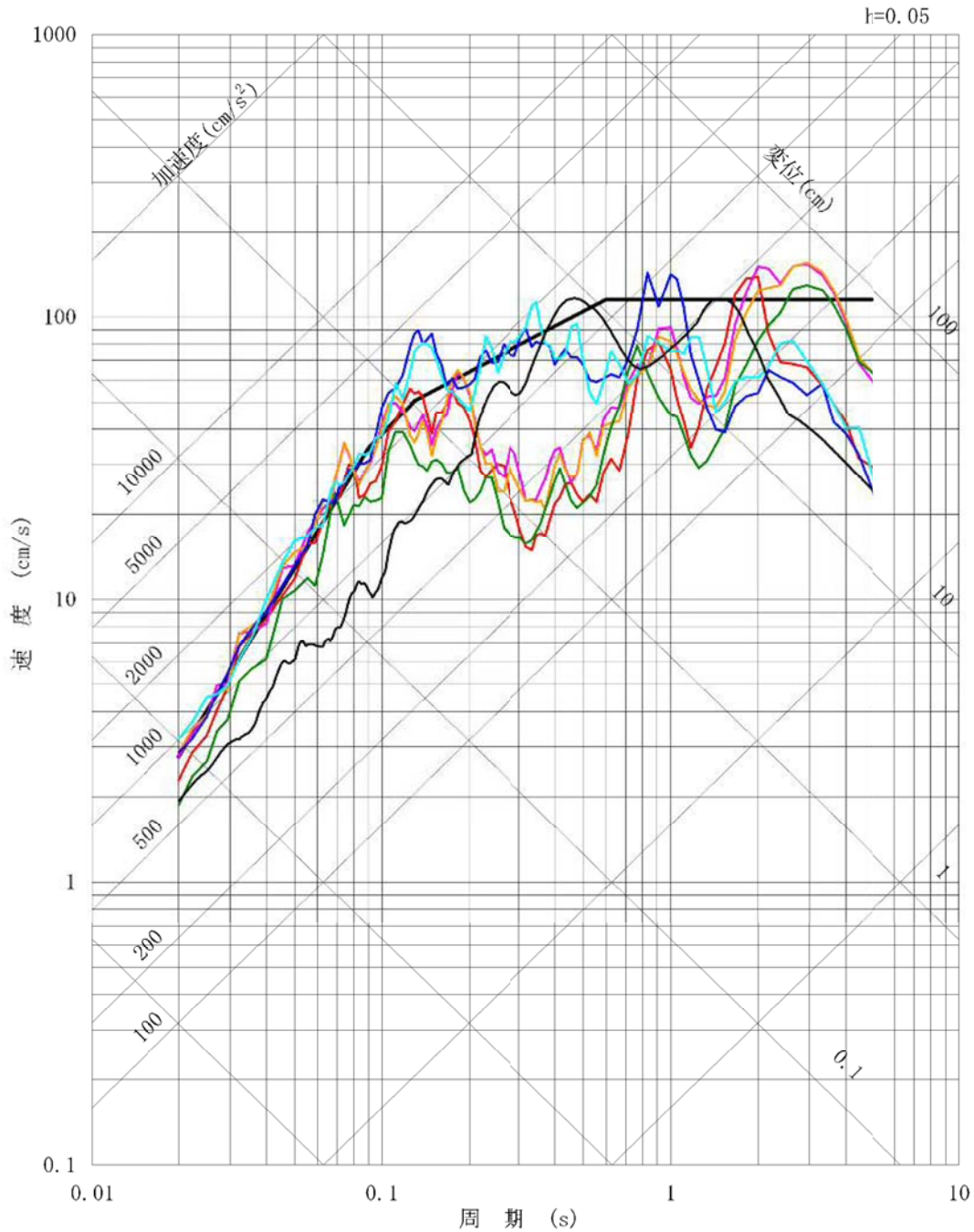
(4) 評価用地震動

劣化状況評価における耐震安全性評価では、原子炉設置変更許可（平成 30 年 9 月）（以下、「設置変更許可」という）にて設定されている基準地震動を用いて評価を実施する。

表 6 に考慮した地震と地震動の最大加速度、図 3 に基準地震動の応答スペクトルを示す。

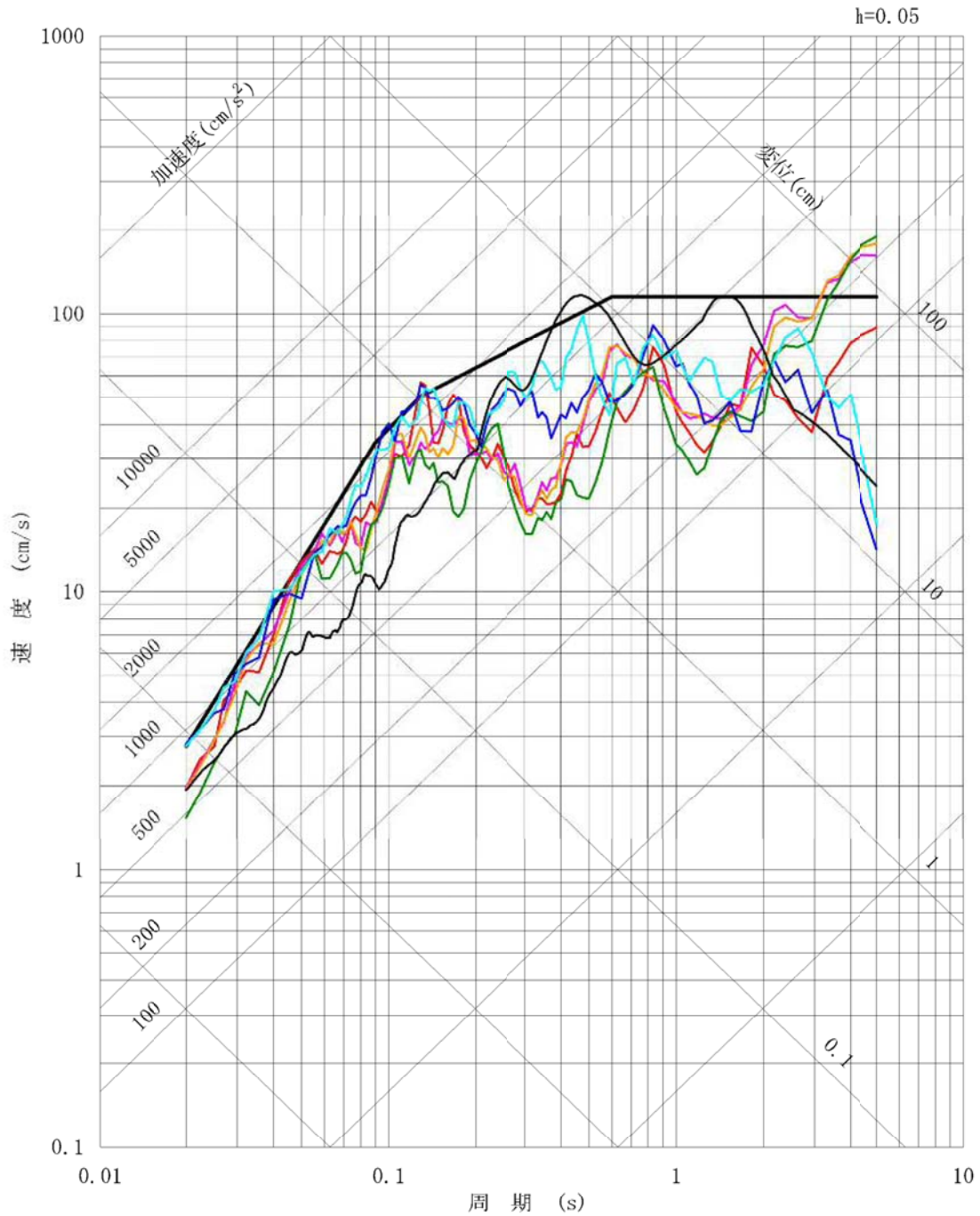
表 6 考慮した地震と地震動の最大加速度

項目	内容	
基準地震動 S_s 策定に考慮した地震	模擬地震波 (S_s -D1)	応答スペクトル手法による基準地震動
	内陸地殻内地震 (S_s -11~14)	F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震
	プレート間地震 (S_s -21~22)	2011 年東北地方太平洋沖型地震
	震源を特定せず策定する地震動 (S_s -31)	2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震
地震動の最大加速度	S_s -D1	水平 (NS・EW) 870 cm/s^2 鉛直 560 cm/s^2
	S_s -11	水平 (NS) 717 cm/s^2 (EW) 6.9 cm/s^2 鉛直 579 cm/s^2
	S_s -12	水平 (NS) 871 cm/s^2 (EW) 626 cm/s^2 鉛直 602 cm/s^2
	S_s -13	水平 (NS) 903 cm/s^2 (EW) 6.7 cm/s^2 鉛直 599 cm/s^2
	S_s -14	水平 (NS) 586 cm/s^2 (EW) 482 cm/s^2 鉛直 451 cm/s^2
	S_s -21	水平 (NS) 901 cm/s^2 (EW) 887 cm/s^2 鉛直 620 cm/s^2
	S_s -22	水平 (NS) 1009 cm/s^2 (EW) 874 cm/s^2 鉛直 736 cm/s^2
	S_s -31	水平 (NS・EW) 610 cm/s^2 鉛直 280 cm/s^2



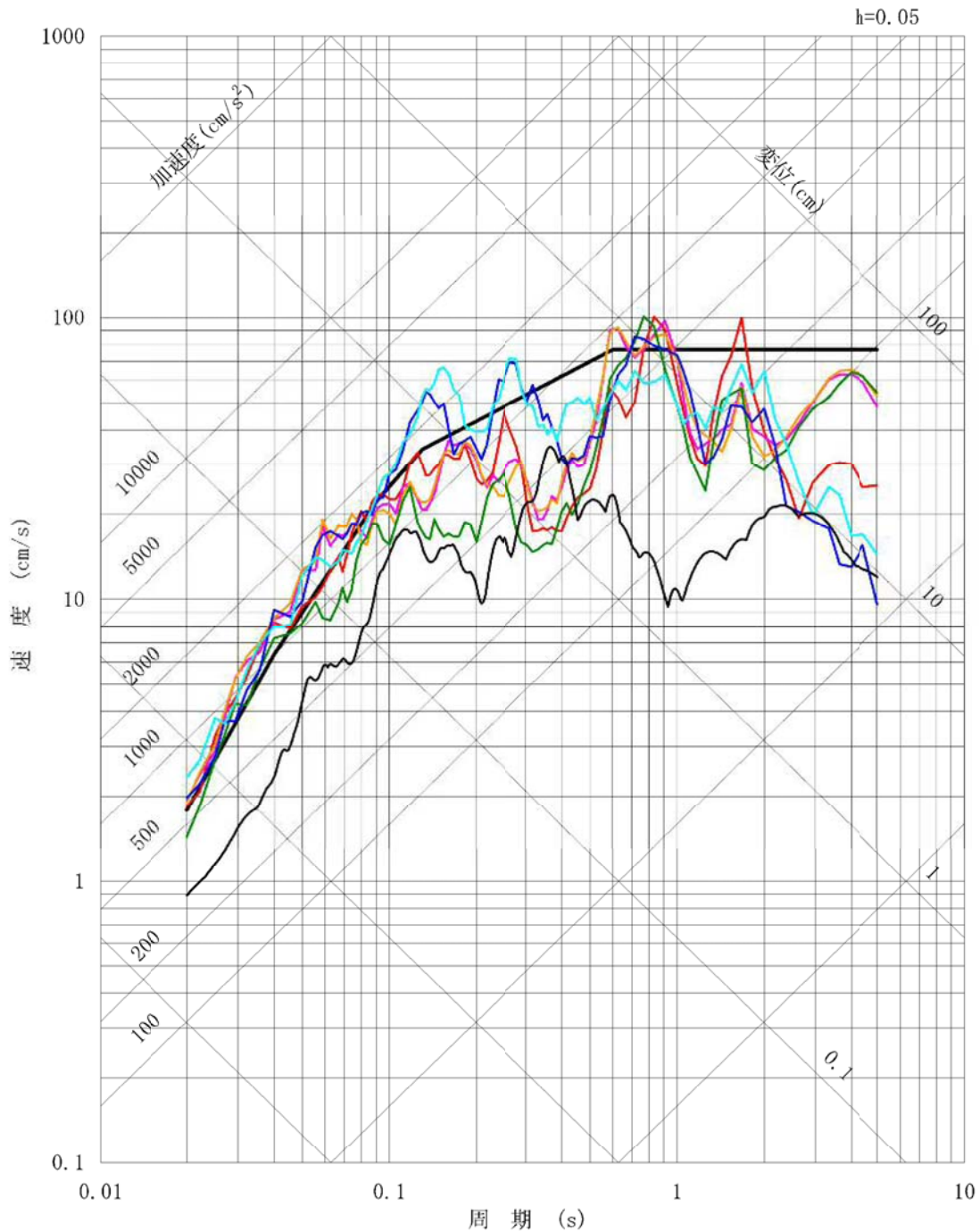
- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (SMG A位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-3 1 2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図 3(1/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (NS) 方向)



- S_s-D 1
- S_s-1 1 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 1)
- S_s-1 2 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-1 3 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点 3)
- S_s-1 4 F 1 断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点 2)
- S_s-2 1 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-2 2 2011 年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA 位置と短周期レベルの不確かさの重量)
- S_s-3 1 2004 年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図 3(2/3) 基準地震動の応答スペクトル (水平 (EW) 方向)



- S_s-D1
- S_s-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S_s-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S_s-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- S_s-21 2011年東北地方太平洋沖型地震 (短周期レベルの不確かさ)
- S_s-22 2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S_s-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動

図 3(3/3) 基準地震動の応答スペクトル (鉛直方向)

(5) 代表の選定

耐震安全性評価においては、高経年化対策に関する各機器・構造物の技術評価における評価対象機器全てを対象として耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象を抽出し、経年劣化を考慮した耐震安全性評価を実施することにより、耐震安全上問題ないことを確認している。

補足説明資料では、耐震安全性評価を実施する機器のうち、表7に示すとおり代表を選定し、詳細な評価内容について記載する。

表7 (1/2) 補足説明資料における代表の選定

評価項目	詳細評価内容を記載する機器・部位	選定理由
低サイクル疲労 ^{*1}	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部））	安全上の重要度がクラス1、耐震Sクラス機器且つ基準地震動 S_s による疲労累積係数が最も大きい機器
中性子照射脆化	原子炉圧力容器胴	中性子照射脆化を考慮した評価が必要となる機器
照射誘起型応力腐食割れ	炉心シュラウド中間胴	運転開始後60年時点でしきい照射量を超える中性子照射を受け、且つ亀裂を進展させる応力が存在する機器
熱時効	原子炉再循環ポンプのケーシング、原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱	熱時効を考慮する必要のある機器のうち、フェライト量が最大の機器又は機器に作用する応力が最大の機器
応力腐食割れ	シュラウドサポート	シュラウドサポート溶接部（H7、V8）にひび割れが確認され、ひび割れを残存させた状態で維持規格に基づく亀裂進展評価及び破壊評価を継続的に実施する箇所
	廃液濃縮器蒸発缶胴板	機械設備において建設時から設置・使用されている設備（濃縮廃液・廃液中和スラッジ系設備）のうち、最高使用圧力が高い機器
腐食（流れ加速型腐食）	炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部）ドレン配管）	配管の腐食（流れ加速型腐食）による配管減肉を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である箇所及び疲労累積係数が最大である箇所
	第3給水加熱器の伝熱管	管支持板の腐食（流れ加速型腐食）を考慮した耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
	非常用ディーゼル機関（2C、2D号機）付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管	内部流体が海水であり、伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）の耐震評価の結果、発生応力と許容応力の比が最大である機器
腐食（全面腐食）	1. 機器付基礎ボルト ・主排気筒 ・残留熱除去系熱交換器	・過去に耐震補強実績があり且つ今回の評価において補強を前提とした評価を行った機器 ・発生応力と許容応力の比が最大である機器 ・発生応力が最大である機器
	2. 後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルト	発電所構内で使用されている後打ちケミカルアンカ、メカニカルアンカボルトを抽出

*1：地震動による疲労累積係数の重畳を考慮し、東北地方太平洋沖地震による疲労強度への影響評価も合わせて実施する

表 7 (2/2) 補足説明資料における代表の選定

評価項目	詳細評価内容を記載する 機器・部位	選定理由
動的機能維持	原子炉給水逆止弁	機器の応答加速度に影響を与える経年劣化事象である、配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震評価対象範囲に設置される動的機能維持対象機器
制御棒挿入性	制御棒，炉内構造物，燃料集合体	劣化状況評価書に記載される各評価対象機器の「機能達成に必要な項目」において，制御棒挿入に係る項目（原子炉の緊急停止），燃料集合体の支持等挿入経路の影響を与える項目（炉心の支持）及び制御棒挿入経路にある機器

4. 代表の耐震安全性評価

(1) 耐震安全性評価

① 低サイクル疲労

原子炉系（蒸気部）配管における運転開始後 60 年までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数に東北地方太平洋沖地震の影響評価として東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数を加え、基準地震動 S_s による疲労累積係数を足し合わせた合計値が許容値 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表 8 に、基準地震動 S_s による疲労累積係数の詳細な算出過程を別紙 1 に、東北地方太平洋沖地震時の影響評価の詳細を別紙 2 にそれぞれ示す。

表 8 原子炉系（蒸気部）配管の低サイクル疲労の耐震安全性評価結果

系統	運転実績回数に基づく疲労累積係数*1	東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数*2	地震動による疲労累積係数(基準地震動 S_s *3)	合計(許容値：1 以下)
原子炉系(蒸気部)	0.0853	0.0043	0.6558	0.7454

*1：過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年時点での推定過渡回数を保守的に想定（評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定）した疲労累積係数

*2：東北地方太平洋沖地震時の配管解析モデル及び観測波を用いて、工事計画認可と同様の手法を用いて算出される等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した 40 回と設定した

*3：等価繰返し回数は、工事計画認可において、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 160 回を用いた。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、弾性設計用地震動 S_d の評価は省略した

② 中性子照射脆化

原子炉圧力容器胴について運転開始後 60 年時点において、地震時に発生する応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{Ic} を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙 3 に示す。

③ 照射誘起型応力腐食割れ

炉心シュラウド中間胴H4周溶接継手の内表面に全周亀裂が発生したと仮定し、想定亀裂に作用する荷重（差圧、自重、基準地震動 S_s による荷重及び溶接残留応力）による応力拡大係数が、安全率を考慮した場合でも運転開始後 60 年時点の中性子照射量を考慮した破壊靱性値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

図4に炉心シュラウド中間胴H4周溶接継手の内表面全周亀裂を想定した応力拡大係数の評価結果を示す。

詳細な算出過程は、照射誘起型応力腐食割れの劣化状況評価の補足説明資料に記載のとおりである。

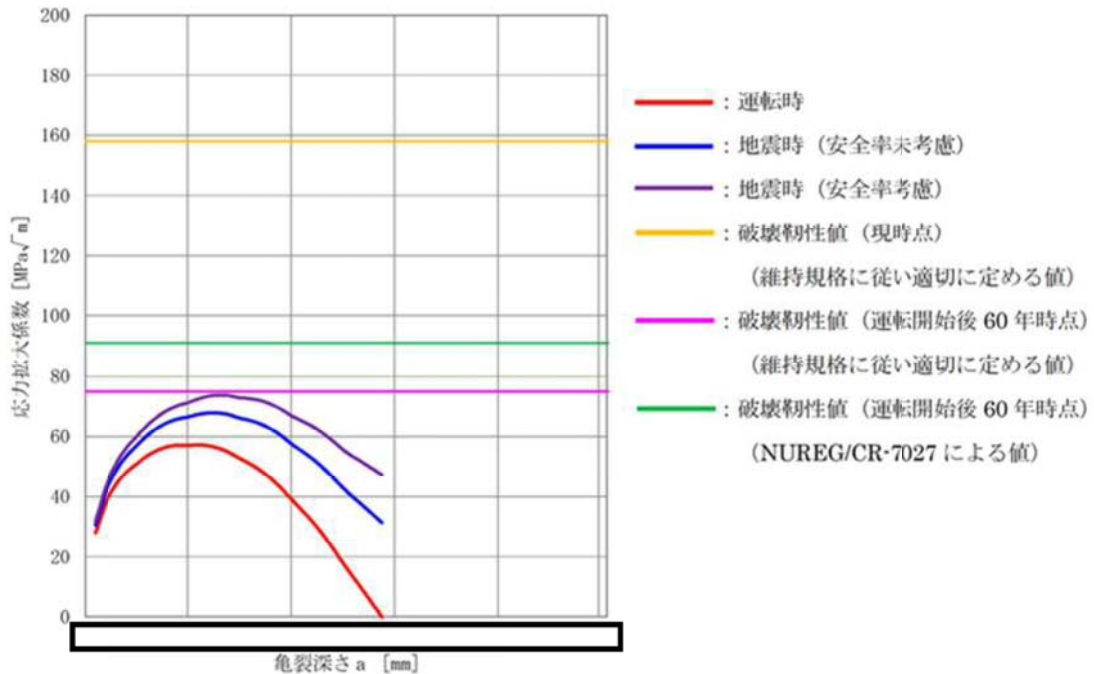


図4 内表面全周亀裂を想定した応力拡大係数の評価結果

④ 熱時効

熱時効の耐震安全性評価では、「劣化状況評価」の評価手法と同様に、代表評価対象部位を原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱とし、脆化予測モデル（H3Tモデル：Hyperbolic Time Temperature Toughness）を用いて決定した運転開始後60年時点の熱時効を考慮した材料の亀裂進展抵抗(J_{mat})と、亀裂安定性評価用想定亀裂と構造系に与えられた応力（運転状態の荷重条件に基準地震動 S_s による荷重を考慮）から算出される亀裂進展力(J_{app})を「DUCTILE FRACTURE HANDBOOK」EPR1 NP-6301-D(1989)の volume1 1章2項2.1～2.3節のJ積分の解析解に基づき算出し比較した結果、亀裂進展抵抗(J_{mat})が亀裂進展力(J_{app})と交差し、亀裂進展力(J_{app})が亀裂進展抵抗(J_{mat})を下回ることから、原子炉再循環ポンプのケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱は不安定破壊することなく、耐震安全性評価上問題ない。

図5に原子炉再循環ポンプケーシング及び原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果を示す。

詳細な算出過程は、熱時効の劣化状況評価の補足説明資料に記載のとおりである。

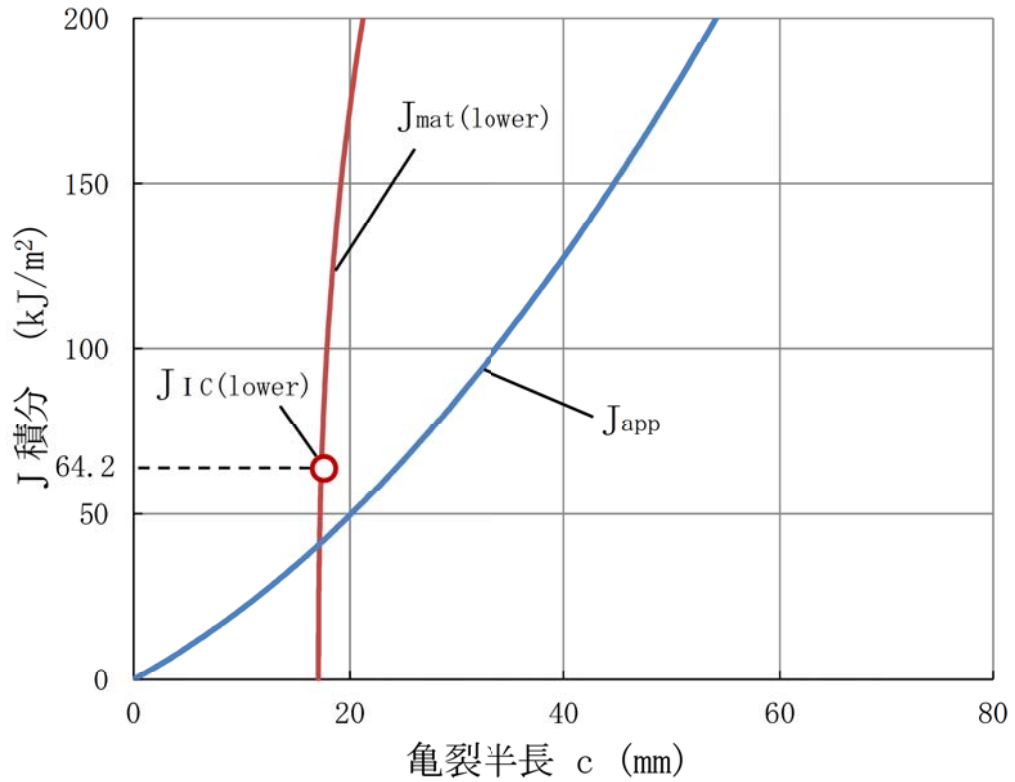


図 5 (1/2) 原子炉再循環ポンプのケーシングの亀裂安定性評価結果

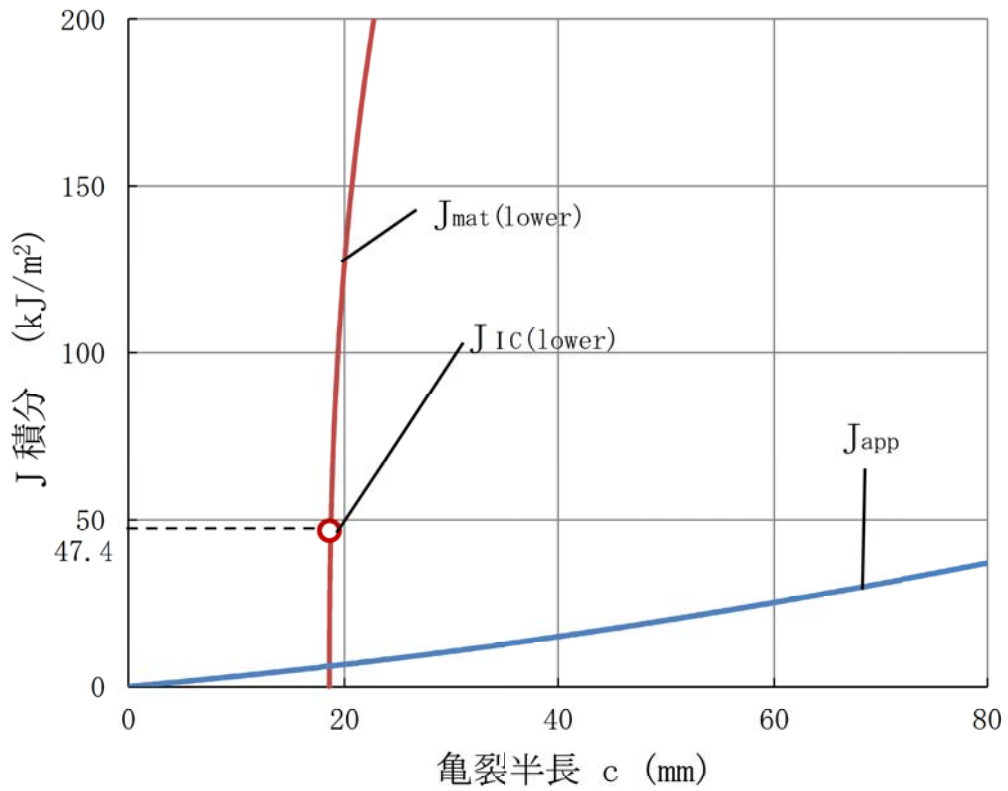


図 5 (2/2) 原子炉再循環ポンプ入口弁の弁箱の亀裂安定性評価結果

⑤ 応力腐食割れ

(a) シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れ

シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、第24回定期検査（平成20年3月）に経済産業大臣に報告している「東海第二発電所におけるシュラウドサポート溶接部のひび割れに関する評価書」における構造健全性評価にて想定したひび割れについて、第25回施設定期検査での継続検査で確認されたひび割れは構造健全性評価で想定した範囲内であることを確認したことから、従前の構造健全性評価で考慮したものと同一の想定欠陥に、死荷重、差圧及び基準地震動 S_s による地震荷重（鉛直力、水平力並びにモーメントを考慮する）を用いて運転開始後60年時点における極限解析を実施した結果、シュラウドサポートの安全率を考慮した地震時荷重が崩壊荷重を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙4に示す。

(b) 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れ

廃液濃縮器蒸発缶の胴板に応力腐食割れによる亀裂が発生したと仮定し、想定亀裂に作用する地震時応力と亀裂安定限界応力を比較した結果、地震時の発生応力が亀裂安定限界応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表9に、詳細な算出過程を別紙5に示す。

表9 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れに対する耐震安全性評価結果

評価対象	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31	65

⑥ 腐食（流れ加速型腐食）

(a) 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）

炭素鋼配管系（原子炉系（蒸気部）ドレン配管）の腐食（流れ加速型腐食）を想定した耐震安全性評価結果を表10に示す。

必要最小肉厚若しくは運転開始後60年時点肉厚の減肉を想定した評価において、地震時の発生応力又は疲労累積係数は許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

詳細な算出過程を別紙6に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強実績及び工事計画認可及び今回の劣化状況評価に伴い耐震補強を考慮して耐震評価を行った機器の補強概要を別紙7に示す。

表 10 炭素鋼配管（原子炉系（蒸気部）ドレン配管）の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)		許容応力*4 (MPa)
						必要最小肉厚*2	60年時点肉厚*3	
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	クラス 1	S	S _s	IV _A S	一次応力	1031	291	364
					一次+二次応力	2770	831 (疲労累積係数: 0.3256 ^{*6,*8})	366 (疲労累積係数許容値: 1以下 ^{*5})
			S _d	III _A S	一次応力	649	225	274
					一次+二次応力	1531	556 (疲労累積係数: 0.3132 ^{*7,*8})	366 (疲労累積係数許容値: 1以下 ^{*5})

- *1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す
- *2：配管の内圧等により決定される最小の肉厚
- *3：これまでの測定データに基づき想定した肉厚
- *4：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 より求まる値
- *5：JEAG4601に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する。なお、地震動による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、工事計画認可と同様、一律に設定する等価繰返し回数を用いた地震動による疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計が許容値 1 を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いて地震動による疲労累積係数を算出し評価する
- *6：基準地震動 S_sによる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数と同様の評価手法を用いて、当該配管の減衰定数（2.0%）での個別に設定する等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した 70 回と設定した
- *7：弾性設計用地震動 S_dによる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 320 回を用いた
- *8：本配管は、原子炉起動時及び停止時のみ通気する配管であるが、肉厚測定結果より得られる 1 年あたりの減肉量から推定した 60 年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から 2011 年 3 月までは運転実績時間、2011 年 3 月から 60 年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から 60 年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は 0.4580 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る

(b) 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）

第3給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）による伝熱管の支持間隔喪失を想定した耐震評価において、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表11に、詳細な算出過程を別紙6にそれぞれ示す。

表11 給水加熱器の管支持板の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*1 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
第3給水加熱器伝熱管	クラス3	B	S _d	B _Δ S	一次応力	87	90	132

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5 より定まる値に 1.2 を乗じた値

(c) 非常用ディーゼル機関（2C, 2D 号機）付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）

非常用ディーゼル機関（2C, 2D 号機）付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管内面の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を想定した耐震評価において、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

評価結果を表12に、詳細な算出過程を別紙6にそれぞれ示す。

表12 非常用ディーゼル機関（2C, 2D 号機）付属設備冷却水系清水冷却器の腐食（流れ加速型腐食）の耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力*3 (MPa)
						管板～管支持板	管支持板～管支持板	
非常用ディーゼル機関（2C, 2D 号機）付属設備冷却水系清水冷却器伝熱管	—*1	S	S _S *2	IV _Δ S	一次応力	45	105	337

*1：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス2として扱った

*2：S_S地震力が S_d地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力より大きく、S_S地震力による評価応力が S_d地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S_d地震力及び静的地震力による評価を省略した

*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表6に記載される最小引張強さの値に 0.6 を乗じ 1.5 倍した値を適用する

⑦ 腐食（全面腐食）

(a) 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）

主排気筒及び残留熱除去系熱交換器の基礎ボルトについて、東海発電所基礎ボルトの腐食量調査結果から運転開始後 60 年時点で全周に 0.3mm の減肉を想定した耐震安全性評価を行い、表 13 に示すとおり運転開始後 60 年時点の腐食を想定した場合においても、地震時の発生応力が許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。基礎ボルト概要図を図 6 に、詳細な算出過程を別紙 8 に示す。

また、評価対象機器の建設後の耐震補強実績及び工事計画認可に伴い、耐震補強を考慮して耐震評価を行った機器の補強概要を別紙 7 に示す。

表 13 機器付基礎ボルトの腐食（全面腐食）の耐震安全性評価結果

機器名称	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
主排気筒*1	C*2	引張	257	324
		せん断	12	187
残留熱除去系熱交換器	S, 重*3	引張	344	475*4
		せん断	85	366*4

*1：筒身脚部，鉄塔脚部及び補助鉄塔脚部の基礎ボルトを評価した結果，最も厳しい結果を示す筒身脚部基礎ボルトの評価値

*2：非常用ガス処理系排気筒（耐震 S クラス）を支持しており，耐震 S クラス機器の間接支持構造物に該当するため，基準地震動 S_s を考慮した状態での機能維持が要求される

*3：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す

*4：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8，表 9 より求まる値であり， S_s 地震力が S_d 地震力及び S クラスの機器に適用される静的地震力より大きく， S_s 地震力による評価応力が III_AS の許容応力を下回る機器については，S クラス機器は III_AS の許容応力を示す

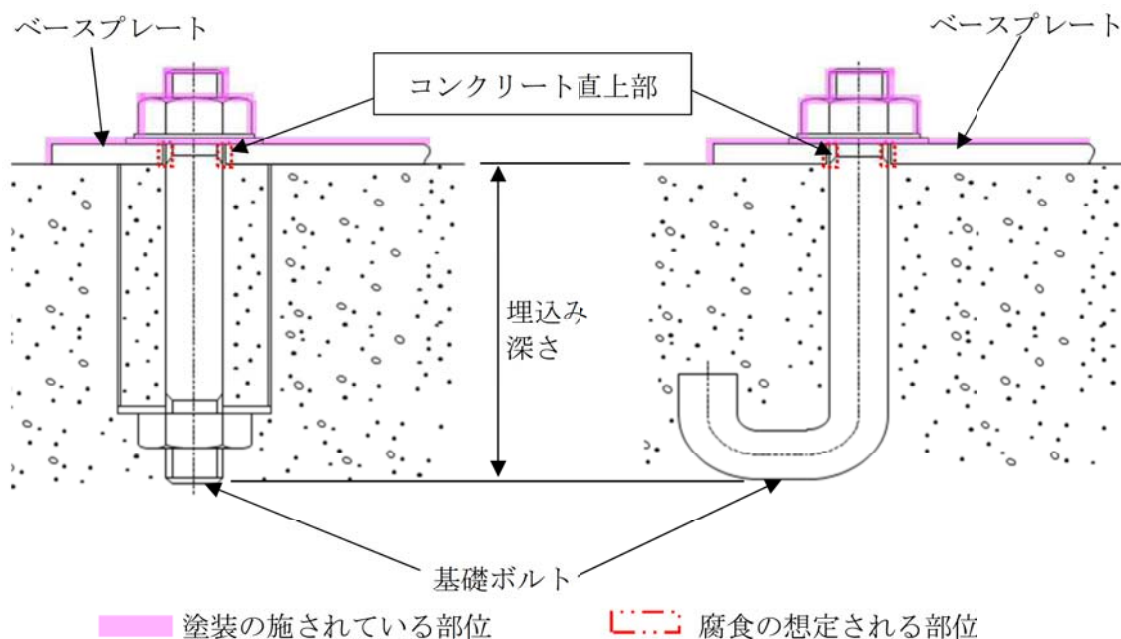


図6 基礎ボルト概要図

(b) 後打ちアンカの腐食（全面腐食）

後打ちアンカについては、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき設計許容荷重が定められており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工している。

後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価にあたっては、機器付き基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価と同様、コンクリート直上部の全周に運転開始後 60 年時点での腐食量 (0.3mm) を仮定し、保守的に設計許容荷重が作用した場合の応力を評価した結果、地震時の発生応力は許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

後打ちアンカの概要図を図 7 に、詳細な算定過程を別紙 9 に示す。

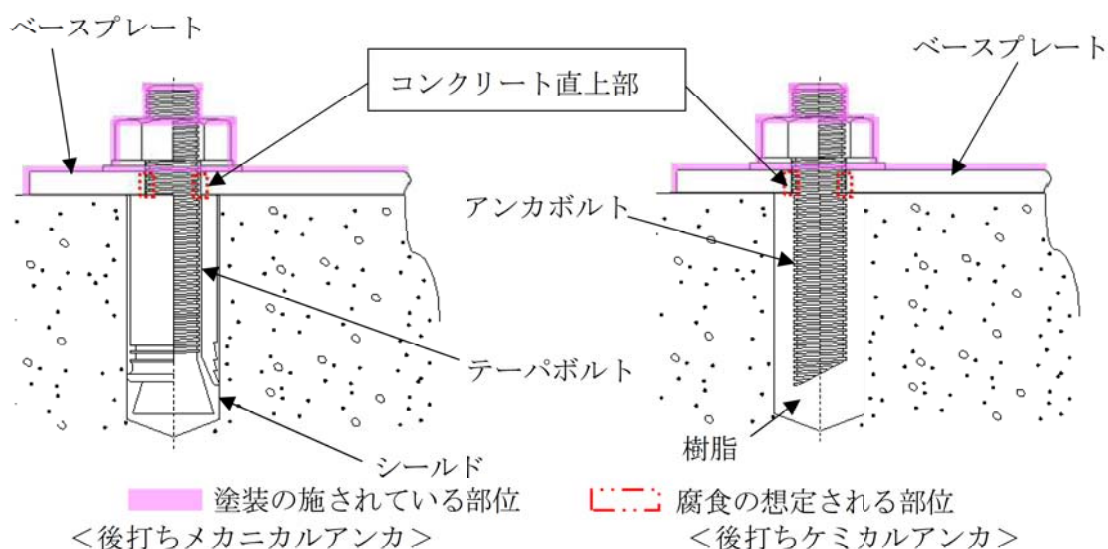


図7 後打ちアンカ概要図

⑧ 動的機能維持に係る耐震安全性評価

原子炉給水逆止弁について、接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮し、JEAG4601に基づきスペクトルモーダル解析から算出される弁駆動部の応答加速度、又は設置床の最大応答加速度を1.2倍した値（1.2ZPA）のいずれか大きい方を動的機能維持評価に用いる加速度値として評価した結果、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることから、弁の動的機能が維持される。

また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、機器等における動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。

原子炉給水逆止弁の動的機能維持評価結果を表14に、接続する配管に流れ加速型腐食に伴う減肉により応答加速度に影響を及ぼす可能性のある動的機能維持が要求される弁の評価結果及び弁以外の動的機能維持対象機器の詳細な検討結果を別紙10に示す。

表14 原子炉給水逆止弁の動的機能維持評価結果

地震力	振動数 (Hz)	種別	原子炉給水逆止弁	
			応答加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	機能確認済加速度 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)
S _s	水平	工認値	4.80 ^{*1,2}	6.0
		劣化状況評価値	4.90 ^{*1,2}	6.0
	鉛直	工認値	3.17 ^{*1,2}	6.0
		劣化状況評価値	3.27 ^{*1,2}	6.0

*1：B22-F010A, B, B22-F032A, Bの最大値（B22-F010Aの評価値）を示す

*2：スペクトルモーダル解析における振動数確認範囲を50Hzまで拡大した地震応答解析により得られた値

⑨ 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価

制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象の抽出及び制御棒挿入性への影響評価を行った結果、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、経年劣化事象を考慮した状態での地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であることを確認した。

具体的には、工事計画認可「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」において、以下の点が確認されている。

- ・基準地震動 S_s を用いて評価した燃料集合体の最大応答相対変位は 16.8 mm* であること

前述の通り、制御棒の挿入性に影響する経年劣化事象は抽出されなかったことから、経年劣化を考慮した地震時の燃料集合体の変位を評価した結果は、工事計画認可で確認した 16.8 mm* となり、機能確認済相対変位である約 40 mm 以下となる。

*:「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」には、「V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書」で解析により得られた最大応答相対変位である 11.1 mm に、裕度 (1.5 倍) を見込んだ評価用の値。

評価結果を表 15 に、影響評価検討結果一覧を表 16 に示す。

表 15 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果

	評価値	規定値
燃料集合体相対変位	16.8 mm	約 40 mm

なお、工事計画認可添付書類「V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」を添付資料 1 に示す。また、工事計画認可添付書類「V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書」を添付資料 2 に示す。

表 16 制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象
及び制御棒挿入性への影響評価

評価対象機器	経年劣化事象	制御棒挿入性への影響評価	制御棒挿入性に対する影響有無
制御棒	ローラ、ピンの摩耗	耐摩耗性の高いコバルト基合金、ニッケル基合金を使用されていること、且つ定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により動作不良が認められていないことから、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドルの靱性低下、照射誘起型応力腐食割れ	制御棒の動作性に問題が生じていないことを、定期検査毎に制御棒駆動水圧系機能検査、制御棒駆動機構機能検査により確認しているため、制御棒の挿入性に与える影響はない。	無
	制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、ピン、上部ハンドルの粒界型応力腐食割れ		無
炉内構造物	炉心シュラウド、シュラウドサポートの疲労割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、また 60 年時点での疲労評価にて疲労累積係数が 1 より小さいことを確認し、疲労破壊を起こさないため、炉心支持機能に与える影響はない	無
	炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の粒界型応力腐食割れ	現状確認されているひびを保守的に拡大し健全性を評価した結果、60 年時点で破壊に至らないことを確認しており、また、ひびの方向性が縦方向のみで変位影響を及ぼさないことから、炉心支持機能に与える影響はない。	無
		上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管現状目視点検で割れが確認されておらず、維持規格に基づき計画的に点検を実施するため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射誘起型応力腐食割れ	現状目視点検で割れが確認されておらず、しきい照射量を超える炉心シュラウドと上部格子板のうち、炉心シュラウドは 60 年時点で破壊に至らないことを確認しており炉心支持機能に与える影響はない。また、上部格子板は溶接部がないため溶接による残留引張応力はなく、運転中の差圧、熱、自重等に起因する引張応力成分は低く、照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性はないため、炉心支持機能に与える影響はない。その他の機器はしきい照射量に達せず、照射誘起型応力腐食割れが発生しない。	無
	炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、燃料支持金具、制御棒案内管の照射スウェリング、照射下クリープ	炉心支持機能に与える影響はない。	無
	燃料支持金具（中央）、制御棒案内管の熱時効	現状目視点検で割れが確認されておらず、亀裂の原因となる経年劣化事象がなく、熱時効による破壊に至らないため、炉心支持機能に与える影響はない。	無
燃料集合体	燃料集合体の腐食減肉	燃料集合体の外周にチャンネルボックスが取付けられており、燃料集合体は制御棒と接触しないため、燃料集合体の照射による腐食減肉は制御棒挿入性に影響を与えない。	無

⑩ 浸水防護施設の耐震安全性評価

浸水防護施設については、耐震安全上考慮すべき経年劣化事象として腐食（後打ちアンカ）が抽出され、⑦(b)で後打ちアンカに腐食を考慮した場合においても耐震安全性評価上問題ないことが確認されている。

浸水防護施設の耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出過程を別紙 11 に示す。

⑪ 工事計画認可の内容を踏まえた劣化状況評価の見直し

工事計画認可の内容を踏まえて劣化状況評価における耐震安全性評価の見直しを行ったものは以下のとおり。

- (a) 工事計画認可に係る論点の劣化状況評価における耐震安全性評価の見直しを行ったもの
 - a. 東北地方太平洋沖地震の地震観測記録を踏まえた耐震評価
 - b. 機器の動的機能維持評価（弁の高振動領域の考慮）

- (b) 工事計画認可に係る論点以外の劣化状況評価評価における耐震安全性評価の見直しを行ったもの
 - a. 原子炉格納容器内大型機器，機器・配管系の等価繰返し回数の見直しを反映した評価
 - b. 海水ポンプ室の床応答曲線及び最大応答加速度の見直しを反映した評価
 - c. 残留熱除去系熱交換器，活性炭ベットの評価手法一部見直しを反映した評価
 - d. 使用済燃料乾式貯蔵容器（18～21, 23, 24 号機）の耐震安全性評価
 - e. 水平 2 方向地震力及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価
 - f. 制御棒挿入性評価

耐震安全性評価への影響範囲や見直し前後の相違点について別紙 12 に示す。

(2) 現状保全

耐震安全性評価対象機器の現状保全については、想定される経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を実施し、審査基準への適合を確認していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価する。

また、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、耐震安全性評価対象機器について検査等を実施した結果、耐震安全性評価に影響を及ぼす有意な欠陥等は確認されていない。

(3) 総合評価

運転開始後 60 年間の供用を想定した各劣化状況評価対象機器の耐震安全性評価については、経年劣化事象を考慮した場合においても、実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の要求事項を満足し、耐震安全性に問題ないことを確認した。

また、耐震安全性評価対象機器の現状保全については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化状況を考慮した耐震評価を行い、耐震安全性評価に問題がないことを確認しており、各設備の現状保全は適切である。

なお、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

(4) 高経年化への対応

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について耐震安全性評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。耐震安全性評価についての要求事項との対比及び評価結果の分類を表 17 及び表 18 に示す。

表 17 (1/4) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを。	4. (1)①, ⑥, ⑦, ⑩に示すとおり、低サイクル疲労（震災影響を加味）及び腐食を考慮した機器について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを。	4. (1)②, ③, ④, ⑤に示すとおり、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、熱時効及び応力腐食割れを考慮した機器について、地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。	4. (1)⑧に示すとおり、弁に接続する配管の流れ加速型腐食による振動応答特性への影響を考慮しても、地震時の応答加速度が機能確認済加速度以下であることを確認した。 また、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象に対する耐震安全性評価の実施により、機器等における動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象は、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であることを確認した。
	○ 経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。	4. (1)⑨に示すとおり、制御棒挿入性に影響を与える経年劣化事象はなく、経年劣化事象を考慮した状態での地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であることを確認した。

表 17 (2/4) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
<p>実用発電用原子炉の運転延長認可申請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。 ①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p>	<p>3. (1)②に示すとおり、各劣化状況評価書での評価対象機器について耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出した結果、耐震安全性に関して特別点検によって確認する事項はない。</p>
	<p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。 ①劣化状況評価を踏まえた保守管理に関する方針。</p>	<p>4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）として策定する。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑥ 動的機器（部位）の抽出 動的機器（部位）を評価対象外としている場合、発電用原子炉設置者の保守管理活動において、材料等の経年劣化の影響から生じる性能低下の状況が的確に把握され、高経年化技術評価の開始時期以降もこれらが適切に行われることを保証しているかを、保守管理要領等の文書及び保守管理実績等により審査する。</p>	<p>3. (1)②に示すとおり、耐震安全性評価を実施する機器として、動的機器（部位）を含めて評価対象としている。</p>
	<p>⑱-1 耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の抽出 経年劣化の進展評価結果に基づき、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p>	<p>3. (1)①, ②に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象の抽出フローにより、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象を抽出している。</p>
	<p>⑲-1 耐震安全上着目すべき経年劣化事象の抽出 耐震安全上着目すべき経年劣化事象を抽出していることを審査する。</p>	
	<p>⑳-1 耐震安全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、経年劣化事象の発生又は進展に伴う機器・構造物の耐震安全性を評価しているかを審査する。</p>	<p>4. (1)①～⑩に示すとおり、運転開始後 60 年時点までの経年劣化を考慮した状態における耐震安全性評価を実施している。</p>
	<p>㉑-1 耐震安全上の現状保全の評価 耐震安全性に対する現状の保全策の妥当性を評価しているかを審査する。</p>	<p>4. (2), (3)に示すとおり、想定される経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価を実施し、審査基準への適合を確認していることから、耐震安全性に対する現状の保全策は妥当であると評価している。</p>

表 17 (3/4) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	㉔-1 耐震安全上の追加保全策の策定 想定した経年劣化事象に対し、耐震安全性が確保されない場合に、現状保全に追加する必要がある新たな保全策を適切に策定しているかを審査する。	4. (4)に示すとおり、耐震安全評価において審査基準を満足し、耐震安全性が確保されているものの、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）として策定する。
	㉔ 大規模地震等による機器・構造物への直接の影響の考慮 現に発生した大規模地震等について、これによる機器・構造物への影響を踏まえた高経年化技術評価を行っているかを審査する。	4. (1)①に示すとおり、現に発生した大規模地震等による影響が蓄積され、且つ地震による影響の大きいと考えられる地震時の疲労累積係数の大きい経年劣化事象及び部位を抽出し、耐震安全性評価を実施し、許容値を下回ることを確認した。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ① 長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）として策定する。
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ⑥ 耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、必要に応じ追加保全策を抽出すること。	4. (1)～(4)に示すとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象については、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行い、審査基準を満足して耐震安全上問題のないことを確認しているとともに、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）として策定する。
	実用炉規則第82条第1項から第3項までの規定による高経年化技術評価に係る耐震安全性評価は、規制基準（当該評価を行う時点後の直近の運転開始以後30年、40年又は50年を経過する日において適用されているものに限る。）の要求を満たすことが確認された確定した基準地震動及び弾性設計用地震動を用いた評価を行うこと。当該高経年化技術評価後に、当該評価に用いた基準地震動及び弾性設計用地震動が見直された場合には、高経年化技術評価を速やかに見直すこと。 ⑥を行うに当たっては、PLM基準2008版の6.3.4 耐震安全性評価を用いることができる。	3. (4)に示すとおり、設置変更許可にて規制基準の要求を満足する基準地震動及び弾性設計用地震動を用いて評価を実施している。

表 17 (4/4) 耐震安全性評価についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	耐震安全性評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更</p> <p>長期保守管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>① 高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p>	<p>4. (4)に示すとおり、炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施することを、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）として策定する。</p>

表 18 耐震安全性評価についての要求事項と評価結果の分類

機器・構造物	耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象							動的機能維持 評価	制御棒挿入性 評価
	低サイクル 疲労	中性子照射 脆化	照射誘起型 応力腐食 割れ	熱時効	応力腐食 割れ	腐食			
						流れ加速型 腐食	全面腐食		
ポンプ	A2	-	-	B2-②	-	-	A1*2	C1	-
熱交換器	-	-	-	-	-	A1	A1*1,*2	-	-
ポンプモータ	-	-	-	-	-	-	-	C1	-
容器	A2	B3-①	-	-	-	-	A1*2	-	-
配管	A2	-	-	-	-	A1, A2	A1*2	-	-
弁	A2	-	-	B2-②	-	-	-	C1, C2*3	-
炉内構造物	A2	-	B3-①	-	B1-③	-	-	-	D
ケーブル	-	-	-	-	-	-	A1*2	-	-
タービン設備	-	-	-	-	-	-	A1*2	C1	-
コンクリート構造物 及び鉄骨構造物	-	-	-	-	-	-	-	-	-
計測制御設備	-	-	-	-	-	-	A1*2	C1	-
空調設備	-	-	-	-	-	-	A1*2	C1	-
機械設備	-	-	-	-	B1-④	A1	A1*2	C1	D
電源設備	-	-	-	-	-	-	A1*2	C1	-

*1：胴，伝熱管

*2：基礎ボルト

*3：接続する配管の流れ加速型腐食を考慮した場合

審査基準の要求事項

- 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力及び疲れ累積係数を評価した結果、耐震設計上の許容限界を下回ること。

[分類]

- A1：応力評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象
- A2：疲れ累積係数評価により耐震設計上の許容限界を下回る評価を行った事象

- 経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。

[分類]

- B1：応力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象
- B2：亀裂進展力評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象
- B3：応力拡大係数評価により破壊力学評価上の許容限界を下回る評価を行った事象

[破壊評価手法の分類]

- ①：線形破壊力学評価法
- ②：弾塑性破壊力学評価法
- ③：2倍勾配法
- ④：極限荷重評価法

- 経年劣化事象を考慮した、地震時に動的機能が要求される機器・構造物の地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であること。

[分類]

- C1：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象が、機器の振動応答特性への影響が「軽微もしくは無視」できる事象であり、地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器
- C2：動的機能維持に必要となる部位での経年劣化事象（接続機器の経年劣化事象を含む）が機器の振動応答特性に影響を及ぼす可能性があり、地震時の応答加速度を評価した結果、機能確認済加速度以下であることを確認した機器

- 経年劣化事象を考慮した、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であるか又は、同様に制御棒挿入時間を評価した結果、安全評価上の規定時間以下であること。

[分類]

- D：制御棒挿入性に影響を与える可能性のある経年劣化事象がなく、地震時の燃料集合体の変位を評価した結果、機能確認済相対変位以下であることを確認した機器

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）については、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認しており、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する必要があるため、保守管理に関する方針を表 19 のとおり定め、運転期間延長認可申請書の「保守管理に関する方針」にて記載するとともに、当該方針を長期保守管理に関する方針として原子炉施設保安規定に定め、確実に実施していく。

表 19 保守管理に関する方針（抜粋）

機器名	保守管理に関する方針	実施時期 ^{*2}
炭素鋼配管系	炭素鋼配管 ^{*1} の腐食（流れ加速型腐食）について、現時点での実機測定データを用いた運転開始後 60 年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから、今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *1：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 復水系配管 給水加熱器ドレン系配管 原子炉冷却材浄化系配管	中長期

*2：実施時期については平成 30 年 11 月 28 日からの 5 年間を「短期」、平成 30 年 11 月 28 日からの 10 年間を「中長期」、平成 30 年 11 月 28 日からの 20 年を「長期」とする。

別紙

- 別紙 1. 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 2. 震災が評価に与える影響とその考え方について
- 別紙 3. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 4. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 5. 廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 6. 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 7. 建設後の耐震補強の実績及び今後の予定について
- 別紙 8. 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 9. 後打ちアンカの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 10. 動的機能維持評価について
- 別紙 11. 浸水防護施設の耐震安全性評価について
- 別紙 12. 工事計画認可の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し前後の相違点について

添付資料 1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料 2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について

1. 通常運転時における疲労累積係数

(1) 過渡回数

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労評価に用いた運転開始後 60 年時点（以下、「60 年時点」という）の推定過渡回数を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）配管における推定過渡回数

運転条件	過渡回数	
	2016年11月時点	60年時点*1
ボルト締付け	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75 %）	67	120
週末低出力運転（出力50 %）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他のスクラム）	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

*1：60 年時点過渡回数

=実績過渡回数+推定過渡回数

≥（試運転時過渡回数+運転開始後過渡回数）+（運転開始後実績過渡回数/運転開始後現時点までの運転期間年数）× 1.5 × 残年数

（評価条件として 2011 年 3 月から 2020 年 8 月末まで冷温停止状態、2020 年 9 月以降の過渡回数発生頻度は実績の 1.5 倍以上を想定）

(2) 解析モデル

原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数の算出に用いた解析モデル（3次元梁モデル）を図1に示す。解析コードはHISAPを使用した。

(3) 解析結果

原子炉系（蒸気部）配管の通常運転時における疲労累積係数の最大評価値は 0.0853 となる。

なお、解析コードを使用した原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数の最大評価点の算出結果を表 2 に、また、その解析モデルにおける全評価点の疲労累積係数を表 3 にそれぞれ示す。

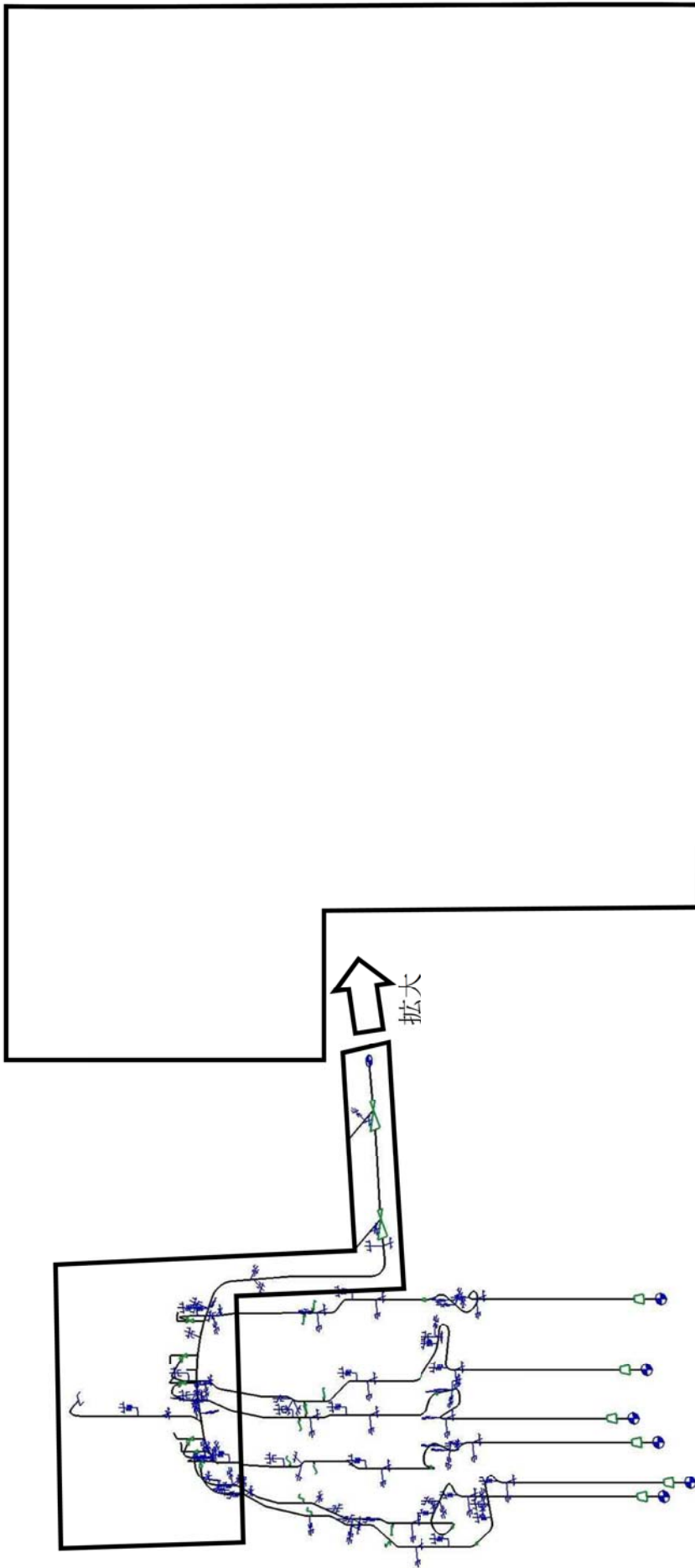


図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

評価モデル全体図

表 2 原子炉系（蒸気部）配管（解析モデル MS-C）の通常運転時の疲労累積係数（最大評価点）

系統	主蒸気系		配管モデル名		MS-C		評価点No.		12		評価点属性		通常運転時の疲労累積係数最大点				
	No.	名称	番号	始点	終点	始点	終点	疲労累積係数	一次 + 二次応力	疲労係数	繰返しピーク応力 (ヤング率補正後)	材料	STPT49 繰返しピーク応力 (ヤング率補正後)	60年日想定 繰返し回数	評価ケース	疲労累積係数	
			事象毎の組合せ		ピーク応力		最高使用温度におけるヤング率		繰返しピーク応力 (ヤング率補正後)		E		ni		MPa		
			始点	終点	始点	終点	MPa	MPa	MPa	MPa	MPa	MPa	MPa	実回数	許容回数	MPa	MPa
1																	
2																	
3																	
4																	
5																	
6																	
7																	
8																	
9																	
10																	
11																	
12																	
13																	
14																	
15																	
16																	
17																	
18																	
19																	
20																	
21																	
22																	
23																	
24																	
25																	
26																	
27																	
28																	
29																	
30																	
31																	
疲労累積係数総合計																0.0853	

表 3 原子炉系（蒸気部）配管（解析モデル MS-C）の通常運転時の疲労累積係数（全評価点）

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
12	U	0.0853					

: 最大評価点を示す

2. 基準地震動 S_s による疲労累積係数

(1) 評価仕様

原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様を表 4 に示す。

表 4 原子炉系（蒸気部）配管の配管仕様

項目	単位	評価対象配管	
		MS-C ライン（PCV 内）	
		評価点 50 （主管の逃がし安全弁との分岐点）	
		主管側	分岐管側
配管口径 D_o	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
配管肉厚 t	mm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
材質	—	STPT49	<input type="text"/>
縦弾性係数	MPa	182840*1	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	°C	302	
設計応力強さ (S_m)	MPa	138*2	115*2

*1：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

*2：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

(2) 解析モデル

発生応力の算出には、「1. 通常運転時における疲労累積係数」の算出に用いたものと同じの解析モデル（3次元梁モデル）を用いた。

(3) 入力条件

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は、設置変更許可及び工事計画認可で記載される基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11~14, S_s -21~22, S_s -31) の 8 波（1.5 倍の裕度考慮）、弾性設計用地震動 S_d 等を用いて原子炉建屋床レベルの地震応答解析結果に基づき作成された床応答曲線を包絡した設備評価用床応答曲線にて評価を行った。

また、基準地震動 S_s における等価繰返し回数は、工事計画認可において、一律に設定する等価繰返し回数として設定される 160 回を用いるものとし、弾性設計用地震動 S_d については、原子炉系（蒸気部）配管に個別に設定する等価繰返し回数として 80 回を用いる。

地震応答解析により算出した原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件を表 5 に示す。

表5 原子炉系（蒸気部）配管の荷重条件

荷重	要素	モーメント [N・mm]		
		Mx	My	Mz
自重及び地震 S _s	主管側			
	分岐管側			
自重及び地震 S _d	主管側			
	分岐管側			
地震及び相対変位 S _s	主管側			
	分岐管側			
地震及び相対変位 S _d	主管側			
	分岐管側			

3. 評価結果

(1) 応力の解析結果

地震時に生じる応力の解析結果を表6に示す。

表6 地震時に生じる応力の解析結果

(単位：MPa)

	一次応力 (S)						一次+二次応力 (S _n)	
	圧力*1	自重及び地震	合計	許容値	ねじり	許容値	地震及び相対変位	許容値
S _s				345		83		
S _d				258		63		

*1：圧力の算出は、以下のとおり。

<基準地震動 S_s時>

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$

$$= \frac{0.5 \times 8.62 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \rightarrow \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

- B1 = 0.5 (主管側の応力係数)
- P = 8.62 (負荷喪失時の圧力)
- Do = (主管側の配管口径)
- t = (主管側の配管肉厚)

<弾性設計用地震動 S_d 時>

$$S = \frac{B1 \times P \times Do}{2 \times t}$$
$$= \frac{0.5 \times 9.482 \times \boxed{}}{2 \times \boxed{}} = \boxed{} \rightarrow \boxed{} \text{ [MPa]}$$

ここで、

$B1 = 0.5$ (主管側の応力係数)

$P = 8.62 \cdot 1.1 = 9.482$ (負荷喪失時の圧力)

$Do = \boxed{}$ (主管側の配管口径)

$t = \boxed{}$ (主管側の配管肉厚)

(2) 地震による疲労評価結果

① 基準地震動 S_s による疲労評価

基準地震動 S_s による一次+二次+ピーク応力と繰り返しピーク応力強さは、次式により算出される。

➤ 地震による一次+二次+ピーク応力

<分岐管側>

$$S_{pb} = \frac{K_{2b} \times C_{2b} \times M_b \times 2}{Z_b}$$
$$= \frac{1.00 \times 3.96 \times \boxed{} \times 2}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

<主管側>

$$S_{pr} = \frac{K_{2r} \times C_{2r} \times M_r \times 2}{Z_r}$$
$$= \frac{1.75 \times 1.50 \times \boxed{} \times 2}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ [MPa]}$$

<合計>

$$S_p = S_{pb} + S_{pr}$$
$$= \boxed{} + \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 788 \text{ [MPa]}$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正前)

$$SI = \frac{K_e \times S_p}{2}$$

$$= \frac{2.20 \times 788}{2} = 866.8 \rightarrow 867 \quad [\text{MPa}]$$

<Ke の算出>

設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{S_p}{S_n} = \frac{788}{757} = 1.04$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$ となる。

表 PVB-3315-1 より

材料の種類	炭素鋼
q	3.1
A ₀	0.66
B ₀	2.59

$$\frac{S_n}{3S_m} = \frac{757}{3 \times 115} = 2.194 \quad \dots \quad \textcircled{1}$$

a. $K < B_0$ のとき

$$\frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q - 1)}}{2A_0}$$

$$= \frac{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.04} - 1\right) - \sqrt{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.04} - 1\right)^2 - 4 \times 0.66(3.1 - 1)}}{2 \times 0.66}$$

$$= 1.01 \quad \dots \quad \textcircled{2}$$

①式 \geq ②式より (b) の Ke 式を使用する。

$$(b) \quad K_e = K_e' = 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n}\right) \quad (\text{PVB} - 84) \text{式}$$

$$= 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{3 \times 115}{757}\right)$$

$$= 2.14293 \dots \rightarrow 2.20$$

➤ 繰返しピーク応力強さ(ヤング率補正後)

$$\begin{aligned}
 S_l' &= \frac{S_l \times (2.07 \times 10^5)}{E} \\
 &= \frac{867 \times (2.07 \times 10^5)}{182840} = 981.563 \dots \rightarrow 981.563 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

ここで、

- Ke= 2.20 (割増し係数)
- C_{2b}= 3.96 (分岐管側の応力係数)
- C_{2r}= 1.50 (主管側の応力係数)
- K_{2b}= 1.00 (分岐管側の応力係数)
- K_{2r}= 1.75 (主管側の応力係数)
- M_b= (N・mm) (分岐管側のモーメント, 解析により算出)
- M_r= (N・mm) (主管側のモーメント, 解析により算出)
- Z_b= (mm³) (分岐管側の断面係数)
- Z_r= (mm³) (主管側の配管の断面係数)
- E= 182840 (材料の使用温度におけるヤング率)

以上より、基準地震動 S_sによる疲労累積係数を表7に、また、その解析モデルにおける全評価点の疲労累積係数を表8にそれぞれ示す。

表7 基準地震動 S_sによる疲労累積係数

評価点	地震による 一次+二次+ピーク応力 (MPa)	繰返し ピーク応力強さ (MPa)	疲労累積係数 (基準地震動 S _s *2)
50	788	981.563*1	0.6558

*1:基準地震動 S_sによる評価では、簡易弾塑性評価による Ke ファクターを考慮しており、「一次+二次応力」が大きく Ke ファクターとヤング率(2.07×10⁵/E)の積が2を超えるため、「繰返しピーク応力強さ」が「一次+二次+ピーク応力」を上回る

*2:弾性設計用地震動 S_dについては、等価繰返し回数を2回分考慮しても基準地震動 S_sの等価繰返し回数である160回以下となるため、弾性設計用地震動 S_dの評価は省略した

4. 通常運転時の疲労累積係数との組合せによる評価結果

通常運転時の疲労累積係数を加えた結果を表9に示す。疲労累積係数が許容値1を下回ることから、原子炉系（蒸気部）配管の低サイクル疲労は、耐震安全性評価上問題ない。

表9 通常運転時の疲労累積係数と地震動による疲労累積係数との
組み合わせによる評価結果

通常運転時の 疲労累積係数	疲労累積係数 (基準地震動 S_S^{*1})	合計
0.0853	0.6558	0.7411

*1：弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を2回分考慮しても基準地震動 S_S の等価繰返し回数である160回以下となるため、弾性設計用地震動 S_d の評価は省略した

震災が評価に与える影響とその考え方について

(1) 評価対象機器の選定

東海第二発電所 運転期間延長認可申請（共通事項）補足説明資料にて東北地方太平洋沖地震における東海第二発電所への影響（震災影響）のうち耐震安全性評価について検討する。

耐震安全性評価は以下の経年劣化事象と組み合わせて実施している。

- ・低サイクル疲労
- ・中性子照射脆化
- ・照射誘起型応力腐食割れ
- ・熱時効
- ・応力腐食割れ
- ・腐食（流れ加速型腐食，全面腐食）

このうち、東北地方太平洋沖地震による影響を考慮した際に、耐震安全性評価結果に包含されず、重畳される経年劣化事象を抽出した結果、低サイクル疲労が抽出されたため、東北地方太平洋沖地震と組み合わせた、耐震安全性評価を実施する。

評価対象機器は、低サイクル疲労を考慮して耐震評価を実施した機器のうち、「基準地震動 S_s 、又は弾性設計用地震動 S_d による疲労累積係数」が最大である原子炉系（蒸気部）配管を選定した。

(2) 評価内容

原子炉系（蒸気部）配管の運転開始後 60 年時点までの推定過渡回数を考慮した疲労累積係数に東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数及び基準地震動 S_s 又は弾性設計用地震動 S_d による疲労累積係数を足し合わせた合計値が、許容値 1 を下回ることを確認する。

原子炉系（蒸気部）配管の疲労評価モデル図を図 1 に示す。

a. 東北地方太平洋沖地震による繰返し回数の算定方法

東北地方太平洋沖地震による繰返し回数は「工事計画審査資料 補足-340-13 工事計画に係る補足説明資料 耐震性に関する説明書のうち 補足-340-13 【機電分耐震計算書の補足について】18. 耐震評価における等価繰返し回数の妥当性確認について」に記載される繰返し回数の設定方法と同様、ピーク応力法による等価繰返し回数として算定した。

なお、評価にあたっては、原子炉建屋に設置される地震計にて計測された東北地方太平洋沖地震の観測記録を基に作成された入力地震動を用いている。

以下に東北地方太平洋沖地震による繰返し回数の算定方法を示す。

(a) 時刻歴変位応答波形の算定

原子炉格納容器内に設置される原子炉系（蒸気部）配管の東北地方太平洋沖地震による繰返し回数は、評価対象設備（MS-C）の繰返し回数を算定し設定する。

評価点の繰返し回数を求めるため、原子炉建屋—大型機器・炉内構造物連成解析の結果から算出される評価点の時刻歴加速度応答波を用いて、1 質点系の時刻歴変位応答波形を算定する。

原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデルを図 2 及び図 3 に、評価点の加速度時刻歴波形を図 4 に示す。

(b) 時刻歴ピーク応力値の設定

評価対象設備（MS-C）に発生するピーク応力の最大値を(a)で求めた時刻歴変位応答波形の最大値とすることで、応力の時刻歴波を作成する。最大ピーク応力に対する時刻歴波の応力算定概念図を図 5 に示す。

最大ピーク応力については、「耐震設計の標準化に関する調査報告書」（軽水炉改良標準型耐震設計小委員会，昭和 55 年）の検討において十分とされた値*である 150 kg/mm^2 (1471 MPa) を使用する。

*：「昭和 55 年度耐震設計の標準化に関する調査報告書」での整理

現在用いられている材料において原子炉圧力容器本体材料である SQV2A 及び SFVV3 の一次+二次応力に対する許容値が最も高く、その値は $3S_m=56.4 \text{ kg/mm}^2$ となる。

応力係数の極大値 5 とすれば、ピーク応力の値としては片振幅に対して、 $56.4 \times 5 \div 2 = 141 \text{ kg/mm}^2$ となることから、最大ピーク応力としては、 150 kg/mm^2 まで考えれば十分としている。

(c) 疲労累積係数 UF の算定

各ピーク点の応力に対する許容繰返し回数を設計疲労線図より求め、疲労累積係数 UF を求める。

設計・建設規格 容器 MANDATORY APPENDIX 添付 4-2 設計疲労線図「図 添付 4-2-1」の炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図を用い、応力時刻歴波に対して各時刻歴振幅に対する許容繰返し回数を算定する。設計疲労線図を図 6 に示す。

各応力時刻歴波の振幅に対する許容繰返し回数とピークのサイクル数から UF を算定する。UF 算定方法を図 7 に示す。

(d) 等価繰返し回数の算定

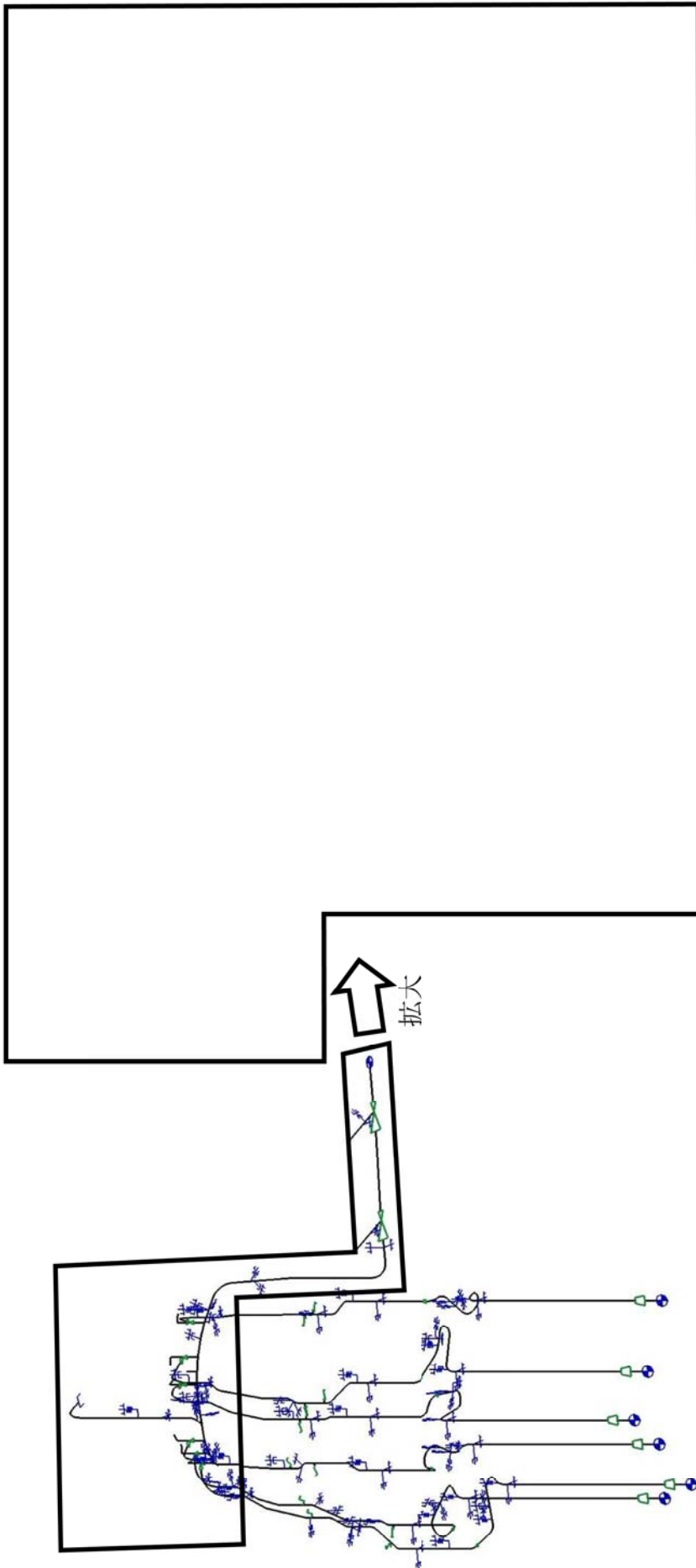
疲労累積係数 UF と、最大ピーク応力に対する許容繰返し回数 N_0 の積をとり、最大ピーク応力に対する等価繰返し回数 N_e を求める。

$$N_e = UF \times N_0$$

b. 算定結果

原子炉压力容器等の大型機器の各質点の水平（NS, EW）及び鉛直（UD）方向の時刻歴加速度応答波から求めた原子炉系（蒸気部）配管の等価繰返し回数を表 1 に示す。

原子炉系（蒸気部）配管の等価繰返し回数は、各評価点の等価繰返し回数を包絡した 40 回と設定する。



評価モデル全体図

図1 原子炉系（蒸気部）配管の疲労解析モデル

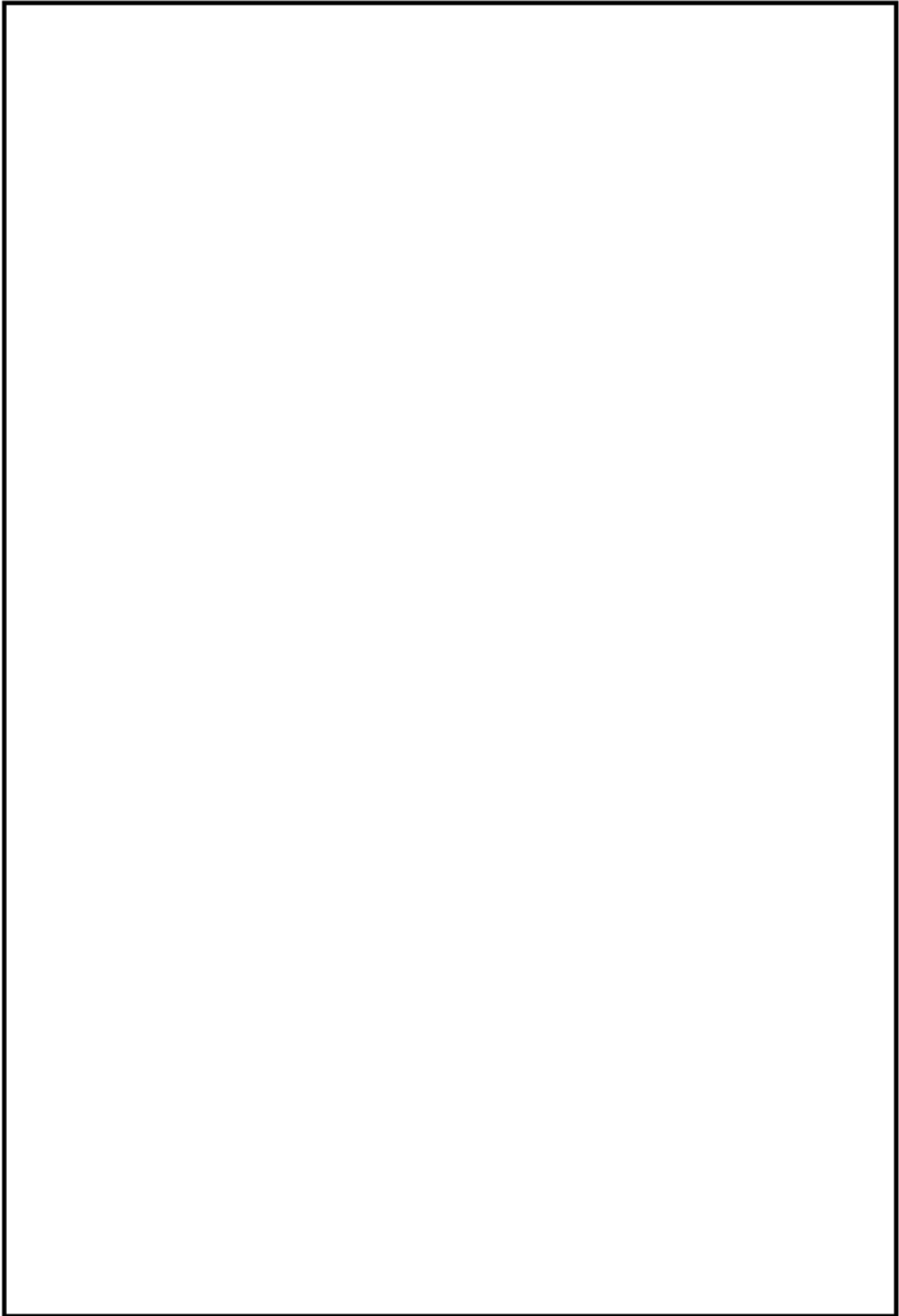


図2 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル（水平方向）

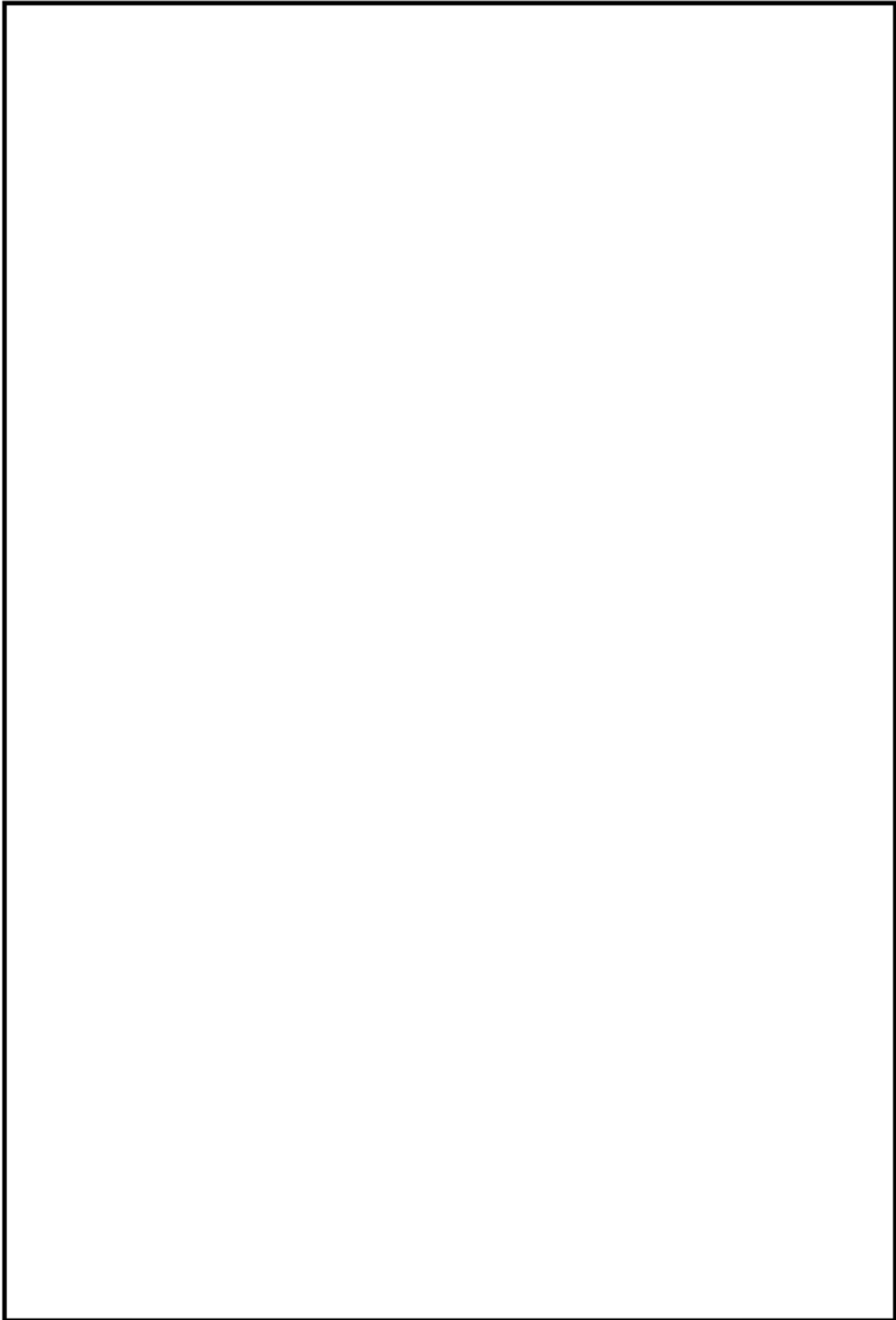


図3 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル（鉛直方向）

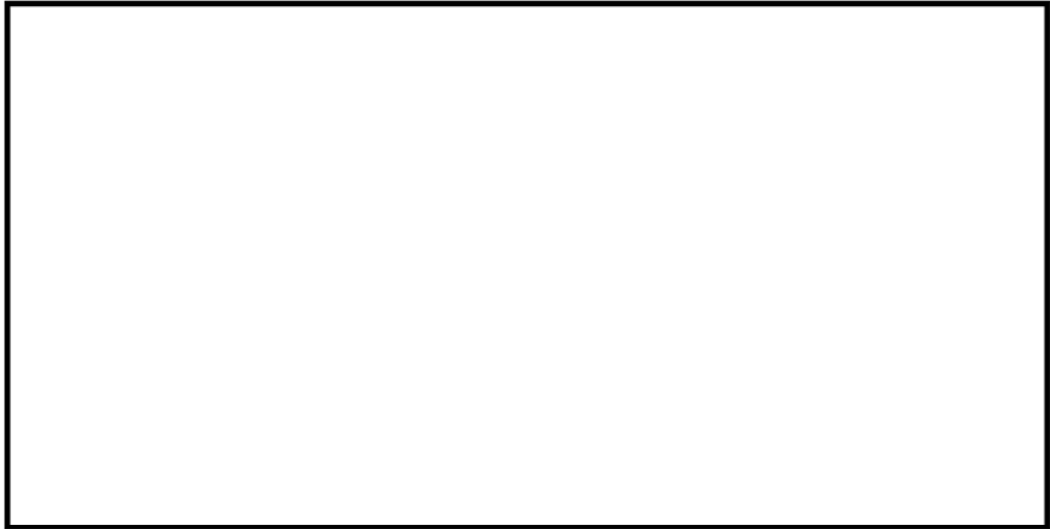


図 4 (1/3) 評価点での加速度時刻歴波形 (水平 (NS) 方向)



図 4 (2/3) 評価点での加速度時刻歴波形 (水平 (EW) 方向)



図 4 (3/3) 評価点での加速度時刻歴波形 (鉛直 (UD) 方向)

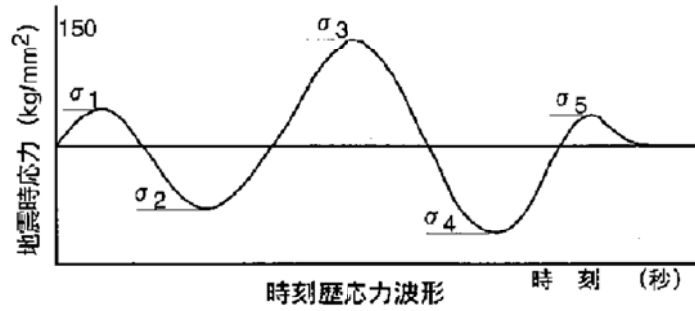


図5 最大ピーク応力に対する時刻歴波の応力算定概念図

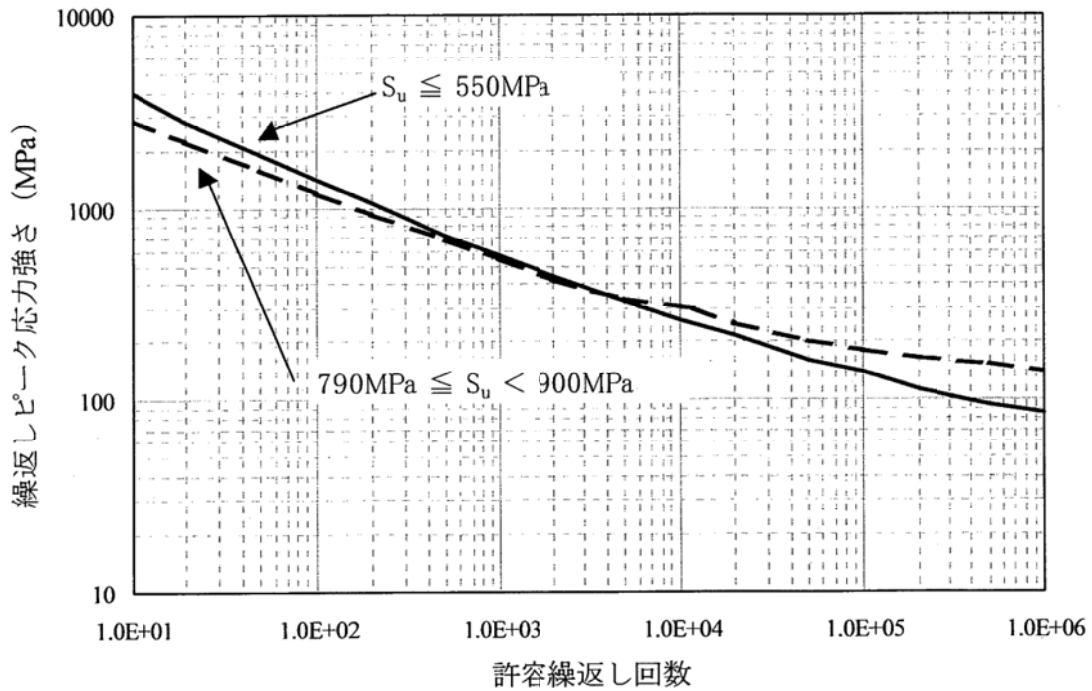


図6 炭素鋼，低合金鋼及び高張力鋼の設計疲労線図
(設計・建設規格 図 添付 4-2-1 抜粋)

$$\text{地震 UF} = \frac{n_{\max}}{N_{\max}} + \frac{n_1}{N_1} + \frac{n_2}{N_2}$$

ここで、 n_i : 各ピークのサイクル数

N_i : 各ピークに対する許容繰返し回数

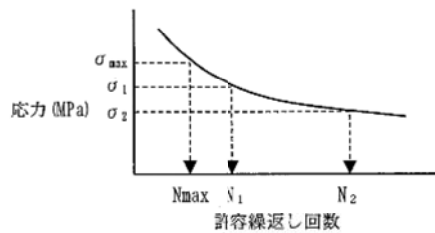


図7 UF 算定方法

表 1 原子炉系（蒸気部）配管の水平（NS, EW）, 鉛直（UD）方向の等価繰返し回数

評価点	減衰定数	等価繰返し回数			評価用繰返し回数
		NS	EW	UD	
原子炉本体の基礎 EL. 19.856 m	h=2.0 %	37	28	26	40
		58	61	58	160

上段：東北地方太平洋沖地震時の入力地震動による等価繰返し回数

下段：基準地震動 S_s の等価繰返し回数。評価用繰返し回数に記載する 160 回は、工事計画認可において、一律に設定する等価繰返し回数として設定したもの。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、弾性設計用地震動 S_d による評価は省略する

(3) 評価結果

原子炉系（蒸気部）配管の運転実績回数に基づく疲労累積係数の最大評価点において、東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数を加え、保守的に評価モデル中の基準地震動 S_s による疲労累積係数の最大値を足し合わせても、合計値が許容値 1 を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

東北地方太平洋沖地震を考慮した疲労累積係数の評価結果を表 2 に、全評価点の東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数を表 3 にそれぞれ示す。

表 2 東北地方太平洋沖地震を考慮した原子炉系（蒸気部）配管の疲労累積係数

系統	運転実績回数に基づく疲労累積係数*1	東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数*2	地震動による疲労累積係数（基準地震動 S_s *3）	合計（許容値：1 以下）
原子炉系（蒸気部）	0.0853	0.0043	0.6558	0.7454

*1：過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年までの推定過渡回数を保守的に想定した疲労累積係数

*2：東北地方太平洋沖地震時の配管解析モデル及び観測波を用いて、工事計画認可と同様の手法を用いて算出される等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した 40 回と設定した

*3：等価繰返し回数は、工事計画認可において、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 160 回を用いた。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、弾性設計用地震動 S_d による評価は省略した

表3 原子炉系 (蒸気部) 配管 (解析モデル MS-C) の東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数 (全評価点)

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
12	UTPO 0.0043						
25	UTPO 0.3922	50	UTPO 0.2667				

UTPO : 東北地方太平洋沖地震による
疲労累積係数

なお、評価モデル中において東北地方太平洋沖地震を考慮した際に疲労累積係数の合計値が最も大きくなる評価点についても合計値が許容値 1 を下回り、耐震安全性評価上問題ないことを確認している。

表 4 に各疲労累積係数の最大評価点における評価結果を示す。

表 4 各疲労累積係数の最大評価点における評価結果

系統	評価点	運転実績回数に基づく疲労累積係数*1	東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数*2	地震動による疲労累積係数(基準地震動 S_s *3)	合計(許容値: 1 以下)
原子炉系 (蒸気部)	12	0.0853	0.0043	0.0016	0.0912
	25	0.0133	0.3922	0.2773	0.6828
	50 (疲労累積係数の合計値が最大となる評価点)	0.0216	0.2667	0.6558	0.9441

*1: 過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年までの推定過渡回数を保守的に想定した疲労累積係数

*2: 東北地方太平洋沖地震時の配管解析モデル及び観測波を用いて、工事計画認可と同様の手法を用いて算出される等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した 40 回と設定した

*3: 等価繰返し回数は、工事計画認可において、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 160 回を用いた。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、弾性設計用地震動 S_d による評価は省略した

中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について

中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価内容を以下に示す。

1. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の評価対象

耐震安全性評価の対象を、中性子照射脆化評価において原子炉压力容器の代表としている炉心領域胴と低圧注水ノズルより検討する。

JEAC4206 解説-附属書 A-3220 1. (1)c. 「 K_{1c} 曲線の適用性」には、炉心領域胴及びノズルコーナ部について、地震荷重による応力は軸方向応力であり非延性破壊防止評価上支配的な応力（円周方向応力）と応力の方向が異なり、地震荷重の影響は無視できる、と規定されている。

ただし、JEAC4206 F-3000 には軸方向応力及び円周方向応力の計算例が規定されており、円筒（炉心領域胴）について適用できることから、「2. 炉心領域胴の耐震安全性評価」において、地震荷重及び仮想欠陥を想定した 4 ケースについて耐震安全性評価を実施している。このことは、軸方向応力（円周方向欠陥想定）よりも円周方向応力（軸方向欠陥想定）の方が厳しいことを確認する位置づけであるものと考えられる。

一方、JEAC4206 F-4200 「Paris and Sih の計算に基づく解」には、ノズルコーナ部について、軸方向応力に関する記載はなく、円筒胴の周方向応力を用いることが規定されていることから、低圧注水ノズルについては評価対象外とし、炉心領域胴を評価対象として耐震安全性評価を実施する。

2. 炉心領域胴の耐震安全性評価

(1) 炉心領域胴の圧力-温度制限曲線（P-T 線図）の算出根拠

炉心領域の円筒胴について、運転開始後 60 年時点の関連温度を算出した上で、JEAC4206 FB-4100 に従い P-T 線図を作成している。P-T 線図は、中性子照射脆化評価における最低使用温度の設定において、厳しい評価となった炉心領域胴のチャージ No. 毎の構成材料（部位 4-2）に対して作成しており、その算出根拠を以下に示す。

① 材料データ

a. 円筒胴（炉心領域の材料）

(a) 部位 4-2 の RT_{NDT} 初期値：-32 °C

(b) 運転開始後 60 年時点での ΔRT_{NDT} 予測値：56 °C

b. 胴体フランジ（ボルト締付荷重が作用する部分の材料）

RT_{NDT} 初期値：-16 °C*

*：JEAC4206 附属書 E-5000 による推定値であり、具体的には附属書図 E-5000-1 「初期プラントの破壊靱性設定フロー」に従って算出される。供用期間中の ΔRT_{NDT} を評価するにあたって、胴体フランジの RT_{NDT} 推定値（-17 °C）より高い溶接金属の RT_{NDT} 推定値（-16 °C）をコンポーネント代表値として管理しており、各部材の RT_{NDT}

初期値の推定について表 1 に整理する。

表 1 各部材の RT_{NDT} 初期値 (附属書 E-5000 による推定)

部材	チャージ No.	T_{NDT}	vT_{r50}	T_{cv}	RT_{NDT} 初期値 (°C)
胴体フランジ	47D222-1-2				-17
	47C191-1-2				-17
溶接金属	Y-204 : D53040, YF-200 : 3330-02205				-16
	Y-204 : D57310, YF-200 : 3330-02205				-16

*: 母材 L 方向データを示す

なお、溶接金属の RT_{NDT} 初期値算出過程は以下のとおり。

- (a) E-5110 (2) より, T_{NDT} (上限値) = °C
- (b) E-5120 (2) より, vT_{r35M} = °C (試験温度)
- (c) E-5120 (2) (13) 式より, vT_{r50} = (吸収エネルギーが 41 J 以上の温度) + 29
= °C
- (d) E-5120 (1) より, T_{cv} = MAX (vT_{r35M} , vT_{r50}) = °C
- (e) E-5130 (1) より, RT_{NDT} = MAX (T_{NDT} , T_{cv} - 33) = -16 °C

② 寸法

- a. 円筒胴内径 D_i : mm
- b. 円筒胴の最小肉厚 t : mm

③ 仮想欠陥及び荷重の想定

- a. 欠陥方向 : 軸方向 / 円周方向の 2 ケース
- b. 荷重 : 地震荷重なし / ありの 2 ケース
- c. 欠陥寸法 : 深さ $a = t/4$, 長さ $l = 1.5 \times t$

④ 応力値

a. 円筒胴の応力 (計算においては、外面腐食代 0.8 mm を考慮した寸法を用いる。)

- (a) 円筒胴の板厚 $T = t - 0.8 =$ mm
- (b) 円筒胴の内半径 $R_i = D_i / 2 =$ mm
- (c) 円筒胴の外半径 $R_o = R_i + T =$ mm
- (d) 円筒胴の断面積 $A = \pi (R_o^2 - R_i^2) =$ $\times 10^6$ mm²
- (e) 円筒胴の断面係数 $Z_o = \pi/4 \times (R_o^4 - R_i^4) / R_o =$ $\times 10^9$ mm³
- b. 円筒胴の最高使用圧力 ($P_d = 8.62$ MPa) に対する応力

- (a) 円周方向応力 $\sigma_{t1m} = Pd \times Ri / T = \square$ MPa (一次膜応力)
 (b) 軸方向応力 $\sigma_{11m} = Pd \times Ri^2 / (Ro^2 - Ri^2) = \square$ MPa (一次膜応力)
 (c) 円周方向応力 $\sigma_{t2b} = Pd \times (1 + (Ro / Ri)^2) / ((Ro / Ri)^2 - 1) - \sigma_{t1m} = \square$ MPa
 (二次曲げ応力)

c. 円筒胴の供用状態 A 及び B+地震荷重による応力

- (a) 鉛直荷重 $V = \square$ kN (供用状態 A 及び B) + \square kN (地震荷重 S_S)
 $= \square$ kN
 (b) モーメント $M = \square$ kN・m (保守的にスカート下端での荷重を使用)
 (c) 軸方向応力 $\sigma_{11mS} = V / A + M / Zo = \square$ MPa (一次膜応力)

⑤ K_{IT} (円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数)

K_{IT} は, JEAC4206 附属書 F-3100 (3) 項より示される以下式により求められる。

$$K_{IT} = Mt^{*1} \times \Delta Tw^{*2} = \square = \square \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

*1: JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数 (円筒胴板厚 \square mm)

*2: 板厚方向の温度差の最大値 (図 1 円筒胴の温度分布解析結果による)



図 1 円筒胴の温度分布解析結果

⑥ 円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図

円筒胴に対して仮想欠陥の方向及び地震荷重の有無により、以下4ケースを想定する。

ケース1：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース2：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース3：円周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース4：円周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

これらの想定したケースを、JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法により評価する。

具体的には、以下のとおり内圧による応力、供用状態 A 及び B の荷重、地震荷重及び熱応力による応力より K_I 、 K_{IT} 及び要求温度を算出した上で P-T 線図を作成している。

a. 内圧による応力

ケース1及びケース2については最高使用圧力に対する円周方向応力 σ_{t1m} 及び σ_{t2b} を、ケース3及びケース4については供用状態 A 及び B の軸方向応力 σ_{11m} を圧力値の比率で補正する。

ケース1及びケース2：

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{t1m} \times P / 8.62 \times M_m) + (\sigma_{t2b} \times P / 8.62 \times M_b)$$

ケース3及びケース4：

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{11m} \times P / 8.62 \times M_m)$$

b. 地震荷重による応力

ケース4について、4.③のとおり地震荷重による軸方向応力による K_I を考慮する。

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times \sigma_{11mS} \times M_m$$

なお、ケース1及びケース3については、地震荷重への考慮なしであり、ケース2についても、地震荷重による応力は軸方向応力であることから軸方向欠陥への影響はなく、考慮なし（ケース1と同一の結果）となる。

c. 熱応力

⑤に示すとおり、図1の温度分布解析結果から、最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

d. T-RT_{NDT}

T-RT_{NDT} の算出は、JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式による。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036 (T - RT_{NDT})]$$

ここで、関連温度の要求値を計算するため、T-RT_{NDT} についての式に変形する。

$$T - RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln ((K_{IC} - 36.48) / 22.78)$$

関連温度の要求値は、 K_I が K_{IC} を超えない T-RT_{NDT} として以下式より求める。

$$T - RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln ((K_I - 36.48) / 22.78)$$

e. 圧力・温度制限の要求温度 T

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。圧力・温度制限の要求温度 T の算出にあたっては、関連温度 RT_{NDT} とともに、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン

22 °Cを加える。

⑦ 最低温度要求の制限線

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。この内、最低温度要求の制限線を設定するにあたり、JEAC4206 表 FB-4100-1 に基づく最低温度要求の結果を表 2 に示す。表 2 より供用状態 A 及び B の場合には、以下の制限線が設定される。

a. 17 °Cの制限線

供用前の水圧試験圧力の 20 %以下の圧力であり、炉心が臨界の場合（3WR で通常水位内での運転がなされる場合）に対する制限線である。

b. 73 °Cの制限線

供用前の水圧試験圧力の 20 %を超える圧力であり、炉心が臨界の場合に対する制限線である。

なお、耐圧・漏えい試験の場合には、17 °Cの制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20 %を超える圧力であり、燃料装荷後の場合に対する 34 °Cの制限線が設定される。

表 2 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求	
耐圧・漏えい試験（未臨界）	燃料装荷後	≤20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	燃料装荷後	>20 %	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 50 °C）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT _{NDT} ）の高い方	34 °C (= -16+50) と 24 °Cの高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-12 + 33 = 21 °C
供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい試験を除く）	炉心が未臨界	≤20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	炉心が未臨界	>20 %	（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 67 °C）と（ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT _{NDT} ）の高い方	51 °C (= -16+67) と 24 °Cの高い方
	炉心が臨界	≤20 %	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	炉心が臨界	>20 %	（「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度）と（ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い RT _{NDT} + 89 °C）の高い方	37 °Cと 73 °C (= -16 + 89) の高い方

(2) 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の F-T 線図について

運転開始後 60 年時点における要求温度の計算例（ケース 4）を表 3 に、P-T 線図を図 2 に示す。

表 3 運転開始後 60 年時点の要求温度の計算例（炉心臨界時）（ケース 4）（1/2）

応力成分： σt
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 2$ （一次応力の K_I に関して）
 関連温度 $RT_{NDT} = 24$ °C （60年中長期の推定値）

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *1				補正係数		温度勾配 による 応力拡大係数 $K_{I,t}$ ($MPa\sqrt{m}$)	応力拡大 係数 K_I *4 ($MPa\sqrt{m}$)	計算 された T- RT_{NDT} (°C)	要求 温度 T (°C)	要求温度 + 22°C マージン T + 22 (°C)
		σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}	Mm *2 (\sqrt{m})	llb *3 (\sqrt{m})					
最高使用圧力												
死荷重+地震荷重												
Load Combination 1												
Load Combination 2												
Load Combination 3												
Load Combination 4												
Load Combination 5												
Load Combination 6												
Load Combination 7												
Load Combination 8												
Load Combination 9												
Load Combination 10												
Load Combination 11												
Load Combination 12												
Load Combination 13												
Load Combination 14												
Load Combination 15												
Load Combination 16												
Load Combination 17												

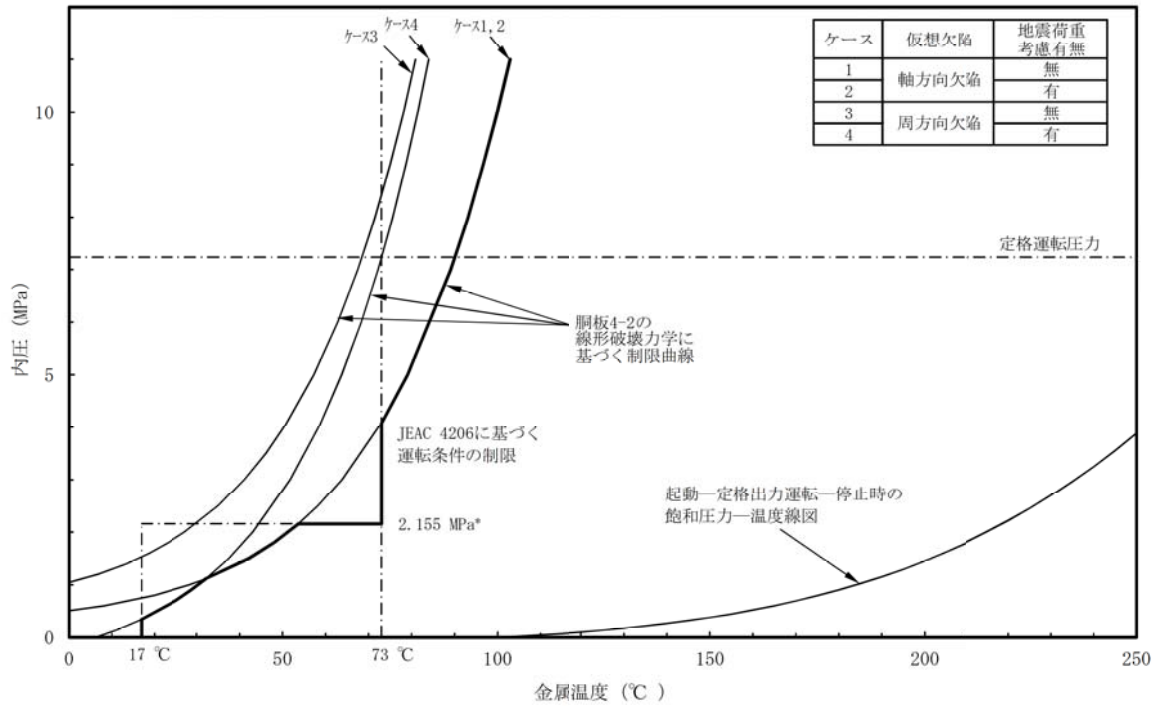
- *1: 内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
- *2: 膜応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No. 175 Appendix 3により算出)
- *3: 曲げ応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No. 175 Appendix 3により算出)
- *4: 内圧及び死荷重+地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 $K_{I,t}$ を加えたもの。

表 3 運転開始後 60 年時点の要求温度の計算例（耐圧・漏えい試験時）（ケース 4）（2/2）

応力成分： σt
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 1.5$ （一次応力の K_I に関して）
 関連温度 $RT_{NDT} = 24$ °C （60年中長期の推定値）

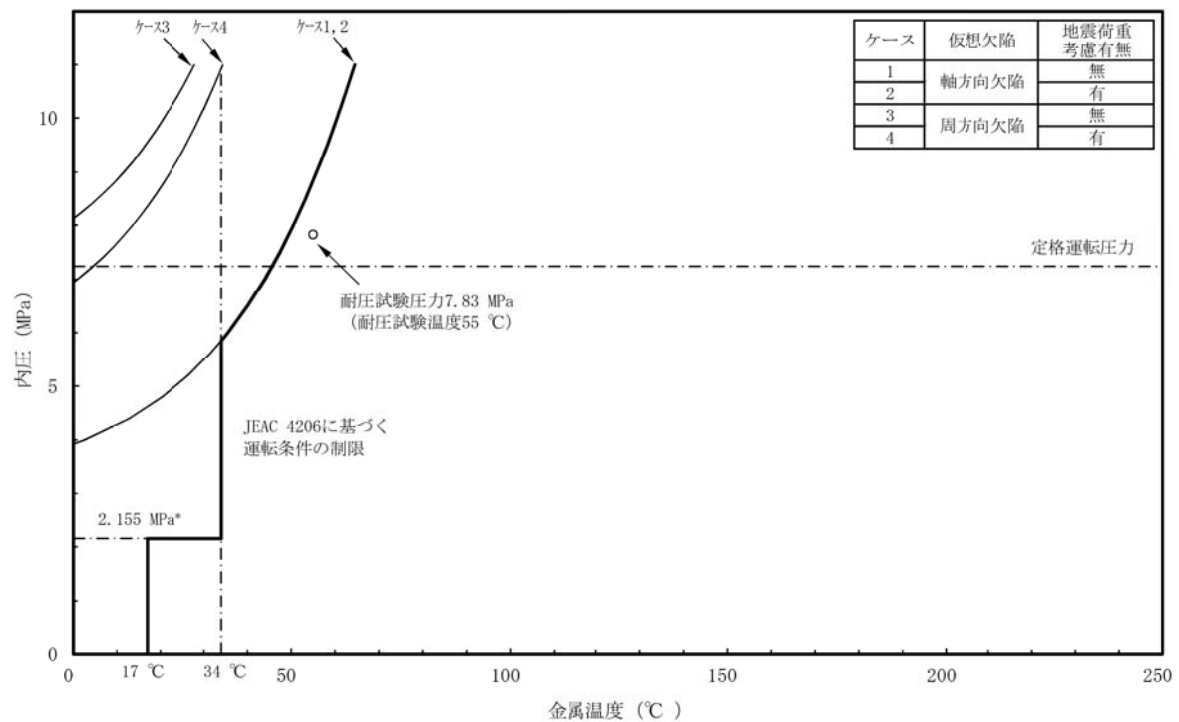
荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *1				補正係数		温度勾配 による 応力拡大係数 K_{It} ($MPa\sqrt{m}$)	応力拡大 係数 K_I *4 ($MPa\sqrt{m}$)	計算された $T - RT_{NDT}$ (°C)	要求温度 T (°C)
		σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}	M_n *2 (\sqrt{m})	M_b *3 (\sqrt{m})				
最高使用圧力											
死荷重+地震荷重											
Load Combination 1											
Load Combination 2											
Load Combination 3											
Load Combination 4											
Load Combination 5											
Load Combination 6											
Load Combination 7											
Load Combination 8											
Load Combination 9											
Load Combination 10											
Load Combination 11											
Load Combination 12											
Load Combination 13											
Load Combination 14											
Load Combination 15											
Load Combination 16											
Load Combination 17											

- *1：内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
- *2：膜応力による K_I 算出のための補正係数（WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出）
- *3：曲げ応力による K_I 算出のための補正係数（WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出）
- *4：内圧及び死荷重+地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 K_{It} を加えたもの。



*: 供用前の耐圧試験圧力の 20 %を示す ((最高使用圧力 8.62 MPa) × (供用前耐圧 1.25) × (20 %) = 2.155 MPa)

図 2 運転開始後 60 年時点の原子炉圧力容器の P-T 線図 (炉心臨界時) (1/2)



*: 供用前の耐圧試験圧力の 20 %を示す ((最高使用圧力 8.62 MPa) × (供用前耐圧 1.25) × (20 %) = 2.155 MPa)

図 2 運転開始後 60 年時点の原子炉圧力容器の P-T 線図 (耐圧・漏えい試験時) (2/2)

3. K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線による評価

(1) K_{Ic} 下限包絡曲線

K_{Ic} 下限包絡曲線は、炉心領域胴の関連温度を考慮し、JEAC4206 附属書A-3222 (7) 式より算出した要求温度に、JEAC4206 表FE-4100-1に規定されたマージン 22 °Cを考慮して、 K_{Ic} 下限包絡曲線をプロットする。 K_{Ic} 曲線作成にあたっての要求温度の計算値を表4に示す。耐圧・漏えい試験時の場合は、マージン 22 °Cは考慮不要となる。

(2) 応力拡大係数 K_I

① K_I 曲線 (炉心臨界時)

炉心臨界時の K_I 曲線を算出するにあたり、BWRにおいては起動、定格出力運転及び停止時まで飽和圧力-温度線図に従うことから、飽和圧力-温度線図で示される圧力に対して、「⑥ a. 内圧による応力」と同様に応力拡大係数を求め、「⑥ 破壊力学的手法によるP-T線図」と同様に K_I 曲線をプロットする。 K_I 曲線作成にあたっての要求温度の計算例(ケース4)を表5に示す。熱応力は、温度分布解析の結果から最大温度差による K_{IT} を一律に考慮するが、東海第二の熱サイクル図上、原子炉压力容器内の最低温度である 38 °Cを下回る範囲については、破線で示すとともに図3に示す円筒胴内外表面の温度解析結果より保守的に $\Delta Tw = \square$ °Cを設定する。

② K_I 評価点 (耐圧・漏えい試験時)

耐圧・漏えい試験時には、工事計画認可における K_I 評価点をプロットする。工事計画認可「V-1-2-2 原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書」では、中性子照射脆化を考慮した破壊靱性の評価は円筒胴3及び4について実施することとしており、中性子照射量を考慮する位置は内表面及び表面欠陥からの仮想欠陥深さ $1/4t$ 、耐圧・漏えい試験圧力(最高使用圧力以下)による円筒胴3及び4の応力拡大係数は、JEAC4206 附属書A及び附属書Fによる評価結果として \square MPa \sqrt{m} 、耐圧・漏えい試験温度は 55 °Cであり、ケース1及びケース2が該当する。ここで、ケース2については軸方向応力のみであり軸方向欠陥への地震荷重の影響はなく、ケース1と同一となる。

運転状態として、耐圧・漏えい試験と地震との重畳は考慮する必要があるものの、内圧+地震荷重により発生する軸方向応力を考慮した評価点であるケース3及びケース4はケース1,2に比して小さい。

内圧による応力は、「2. ④応力値 b. 円筒胴の最高使用圧力 ($P_d = 8.62$ MPa)」を「耐圧・漏えい試験圧力 \square MPa)」に置き換えて算出しており、各ケースの評価点の計算値を表6に示す。

(3) 耐圧・漏えい試験時と炉心臨界時の扱い

前述のとおり、炉心臨界時の場合は応力拡大係数に安全率 2 及び K_{IT} を考慮し、要求温度にはマージン 22 °Cを考慮するが、耐圧・漏えい試験時の場合は安全率 1.5 となり、最大温度差による K_{IT} 及びマージンは考慮不要となる。

(1) ~ (3) により算出した運転開始後 60 年時点の K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I の関係を図4に示す。いずれも $K_{Ic} > K_I$ を満足することから、原子炉压力容器の中性子照射を考慮した耐震安全性評価の結果問題ない。

表 4 運転開始後 60 年時点の K_{Ic} 曲線の計算値 (炉心臨界時)

No.	応力拡大係数 K_{Ic} ($MPa\sqrt{m}$)	計算された $T-RT_{NDT}$ ($^{\circ}C$)	要求温度 T ($^{\circ}C$)	要求温度 + 22 $^{\circ}C$ マージン $T + 22$ ($^{\circ}C$)
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				
11				
12				
13				
14				
15				
16				
17				

表 5 運転開始後 60 年時点の K_I 曲線の計算例 (炉心臨界時) (ケース 4)

応力成分: σt
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 2$ (一次応力の K_{I1} に関して)

荷重組合せ	温度 T ($^{\circ}C$)	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *1				補正係数		温度勾配による 応力拡大係数 K_{It} ($MPa\sqrt{m}$)	応力拡大係数 K_I *4 ($MPa\sqrt{m}$)
			σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}	Mm *2 (\sqrt{m})	Mb *3 (\sqrt{m})		
最高使用圧力										
死荷重+地震荷重										
Load Combination 1										
Load Combination 2										
Load Combination 3										
Load Combination 4										
Load Combination 5										
Load Combination 6										
Load Combination 7										
Load Combination 8										
Load Combination 9										
Load Combination 10										
Load Combination 11										
Load Combination 12										
Load Combination 13										
Load Combination 14										
Load Combination 15										
Load Combination 16										
Load Combination 17										

*1: 内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
 *2: 膜応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出)
 *3: 曲げ応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No.175 Appendix 3により算出)
 *4: 内圧及び死荷重+地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 K_{It} を加えたもの。

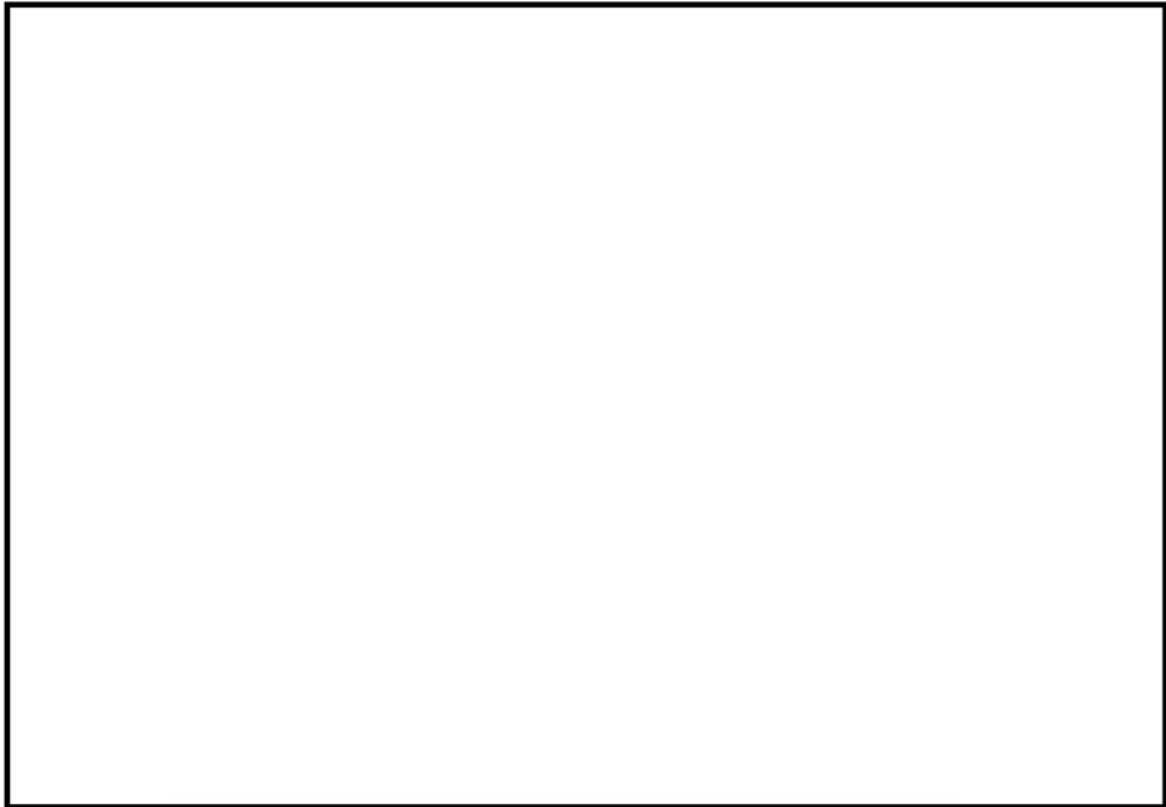


図 3 円筒胴内外表面の温度解析結果

表 6 運転開始後 60 年時点の K_I 評価点の計算値（耐圧・漏えい試験時）（各ケース）

評価ケース	板厚 t (mm)	応力 (MPa)				安全 係数 Sf	欠陥深さ a/t	補正係数		応力拡大係数 K_I (MPa \sqrt{m})
		σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}			M_m (\sqrt{m})	M_b (\sqrt{m})	
ケース 1 及び 2 : 軸方向欠陥, 地震なし及びあり										
ケース 3 : 周方向欠陥, 地震なし										
ケース 4 : 周方向欠陥, 地震あり										

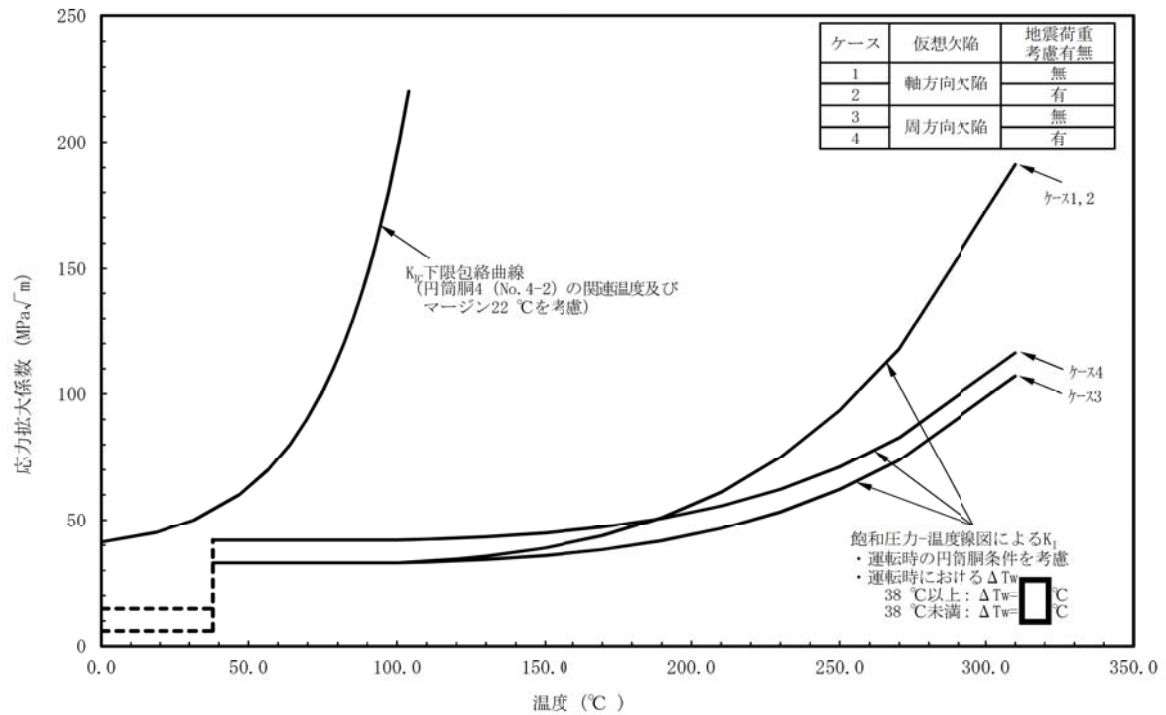


図4 運転開始後60年時点の原子炉圧力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線
(炉心臨界時) (1/2)

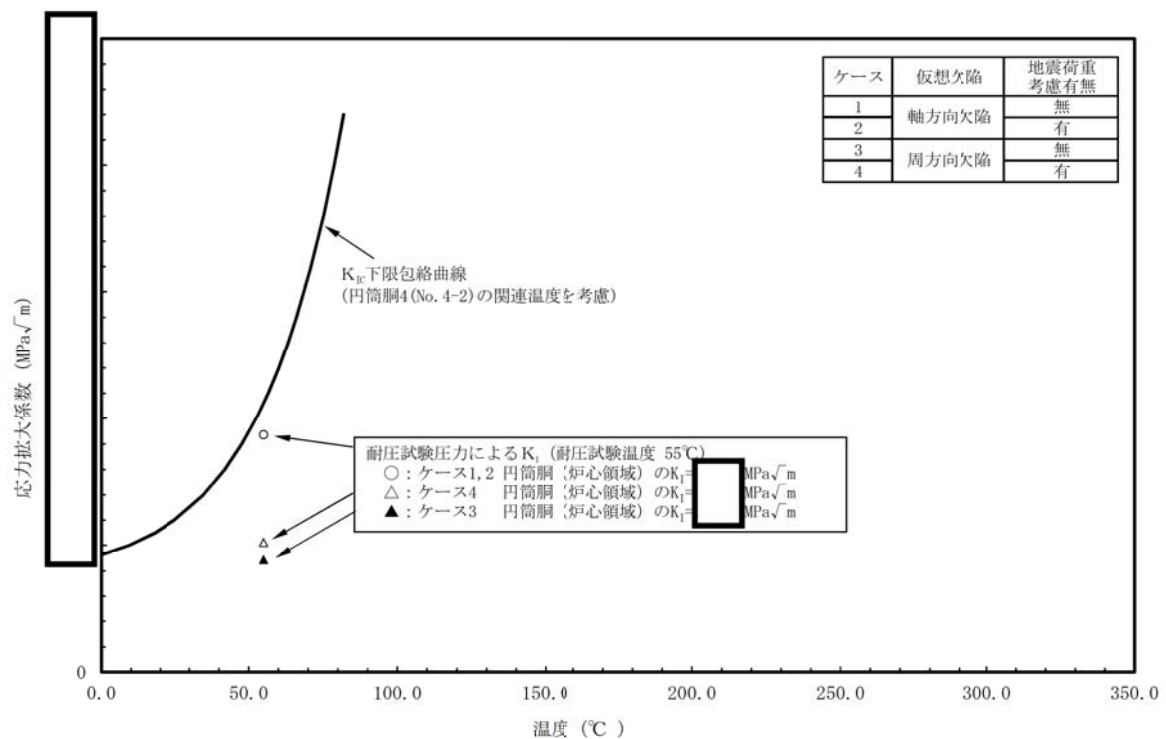


図4 運転開始後60年時点の原子炉圧力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と工事計画認可の K_I 評価点
(耐圧・漏えい試験時) (2/2)

シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について

1. 評価方針

1.1 はじめに

東海第二の炉内構造物であるシュラウドサポート溶接部については、第 21 回定期検査（平成 17 年度）において、粒界型応力腐食割れと推定されるひび割れが認められており、その後、第 24 回定期検査（平成 22 年度）の継続検査においても、その進展が確認されていることから、構造健全性評価を行い所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（現 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準」という））への適合性を確認している。

構造健全性評価の結果は、電気事業法第 55 条第 3 項（現 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 16 第 3 項）の設備に発見された技術基準に適合しなくなるおそれのある部分の措置に該当するため、平成 22 年 3 月に経済産業大臣に報告^{*1}しており、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は、運転開始後 60 年時点までを包絡するのに十分に安全側の時期^{*2}であることを報告した。

しかしながら、劣化状況評価における耐震安全性評価（以下、「耐震安全性評価」という）にあたっては、新規制基準対応に伴う基準地震動の見直しがなされていることから、基準地震動 S_s を用いた耐震安全性評価を実施し、所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）での技術基準への適合性を確認する。

なお、評価にあたっては、第 25 回施設定期検査で実施した最新のシュラウドサポートの検査結果を考慮する。

図 1 に評価対象であるシュラウドサポートの概略図を示す。

*1：東海第二発電所におけるシュラウドサポート溶接部のひび割れに関する報告について（発室発第 556 号 平成 22 年 3 月 1 日：第 24 回定期検査）

*2：技術基準に適合しなくなると見込まれる時期は、評価時点から 45 年後（運転年数）と評価され、第 24 回定期検査は運転開始後 約 31 年であるため、運転開始後 60 年時点までを包絡できる時期となる。

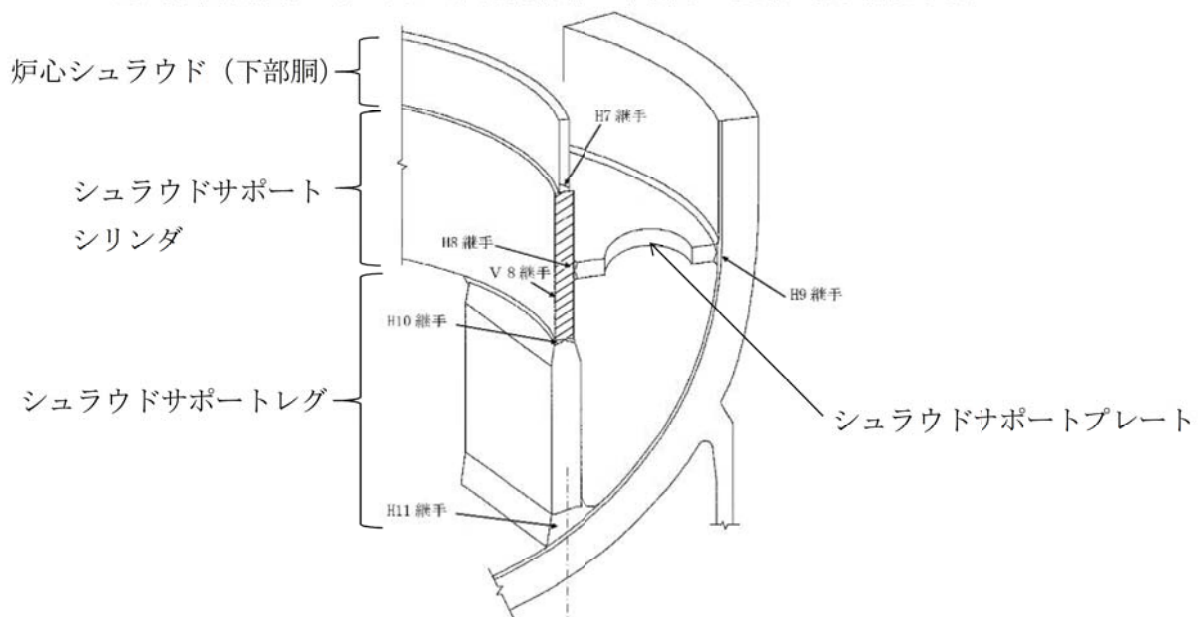


図 1 シュラウドサポート概略図

1.2 評価手順

第 24 回定期検査における構造健全性評価は、以下の評価①～④の順で実施している。

具体的には、経済産業省原子力安全・保安院「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」（平成 21・02・18 原院第 2 号 平成 21 年 2 月 27 日）（現 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（平成 26 年 8 月 6 日 原規技発第 1408063 号）の別紙 3 に基づき適用する日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008 年版）」（以下、「維持規格」という）の評価手法（以下、「極限解析」という）により、ひび割れを模擬したシュラウドサポートの解析モデルを用いて、シュラウドサポートの荷重と変位特性を有限要素法により解析し、得られた荷重変位曲線と弾性勾配の 2 倍の傾きの直線との交点を崩壊荷重とみなす 2 倍勾配法により評価している。

また、構造健全性の判断は、維持規格の添付 EJM-B-2-2（シュラウドの最小必要断面積の算出手法）で求められる安全率 1.5 より、安全率を考慮した地震時荷重が 2 倍勾配法によって得られた崩壊荷重を下回れば健全性は確保されると判断している。

耐震安全性評価としては、評価①～③を実施することで運転開始後 60 年時点までの技術基準への適合性を確認できることから、構造健全性評価で実施した評価①～③を基に、解析モデルで模擬されているひび割れの包絡性を確認するとともに、変更となる地震荷重を評価条件に反映し耐震安全性評価を実施した。

<第 24 回定期検査 構造健全性評価のプロセス>

評価①：ひび割れの形状，大きさを特定

評価②：ひび割れの進展予測

評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合確認

評価④：技術基準に適合しなくなる時期の評価

2. 評価内容

2.1 第 24 回定期検査の構造健全性評価について

耐震安全性評価における極限解析の前提としている第 24 回定期検査の構造健全性評価の内容を記載する。

2.1.1 評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

評価①では、目視検査 (MVT-1) によりひび割れを検出し、体積検査 (IT) によりひび割れの長さ及び深さを測定することで、ひび割れを特定している。

第 24 回定期検査で検出されたひび割れの状況を表 1 に示す。

表 1 第 24 回定期検査で検出されたひび割れの状況

溶接部位	数量	検出部位	方向
H7	33 個 [検査範囲 47 %] ↓ 126 個*1	内面	軸方向
V8	8 個	内面及び外面	軸方向 周方向 (ほう酸注入配管サポート溶接部)

*1：日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] (第 3 版)」の「未点検範囲の欠陥想定」に基づき算出したもの

2.1.2 評価②：ひび割れの進展予測

評価①で検出された H7 及び V8 の軸方向及び周方向 (ほう酸注入配管サポート) のひび割れは、溶接部において全て貫通するものとしている。

また、H7 については、検査範囲と溶接残留応力の観点から、周方向ひび割れの発生が否定できないため、保守的に周方向亀裂が発生したものと仮定し、維持規格の添付 E-JG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価 3. (4) a. (a) i. (i) に基づき、深さ 1 mm、長さ 10 mm の周方向半楕円の初期欠陥を設定し、残留応力を考慮した上で維持規格の低炭素系ステンレス鋼の亀裂進展速度を用いて、進展評価を実施している。(維持規格 添付 E-5 [応力拡大係数の算出] 5.3(6)a., 添付 E-2 [亀裂進展速度] 図 添付 E-2-SA-2)

進展評価の結果から、所定の期間 (運転開始後 60 年時点までを包絡する期間) での亀裂深さは 6 mm に設定している。

図 2 にひび割れ深さと運転年数の関係を示す。

なお、第 24 回定期検査は運転開始後約 31 年であり、そこから 30 年 (運転年数) を想定すると運転開始後 60 年時点を含める期間となる。

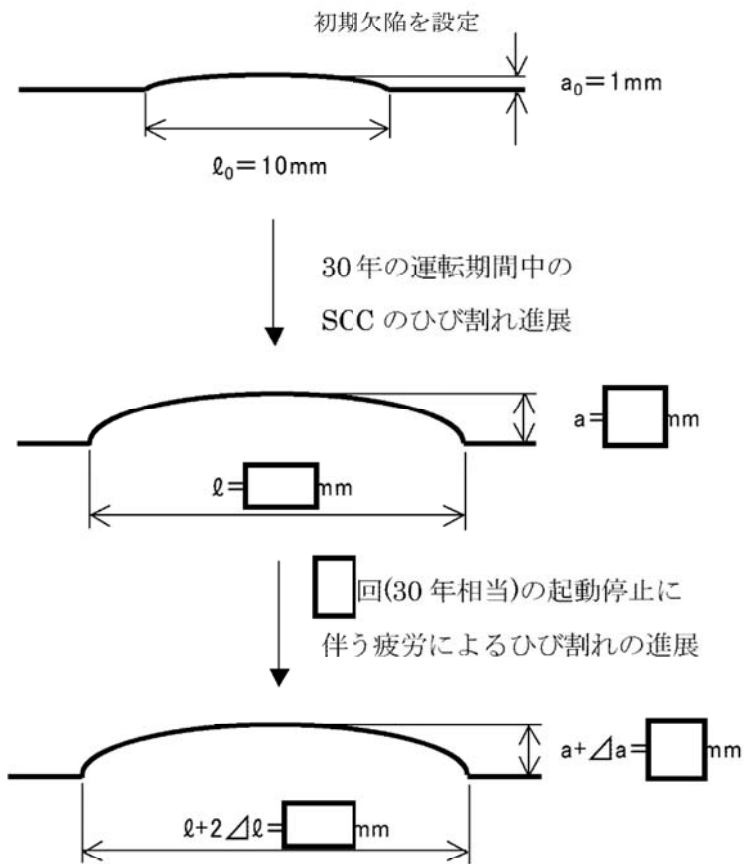


図 2 (1/2) ひび割れの深さと運転年数の関係

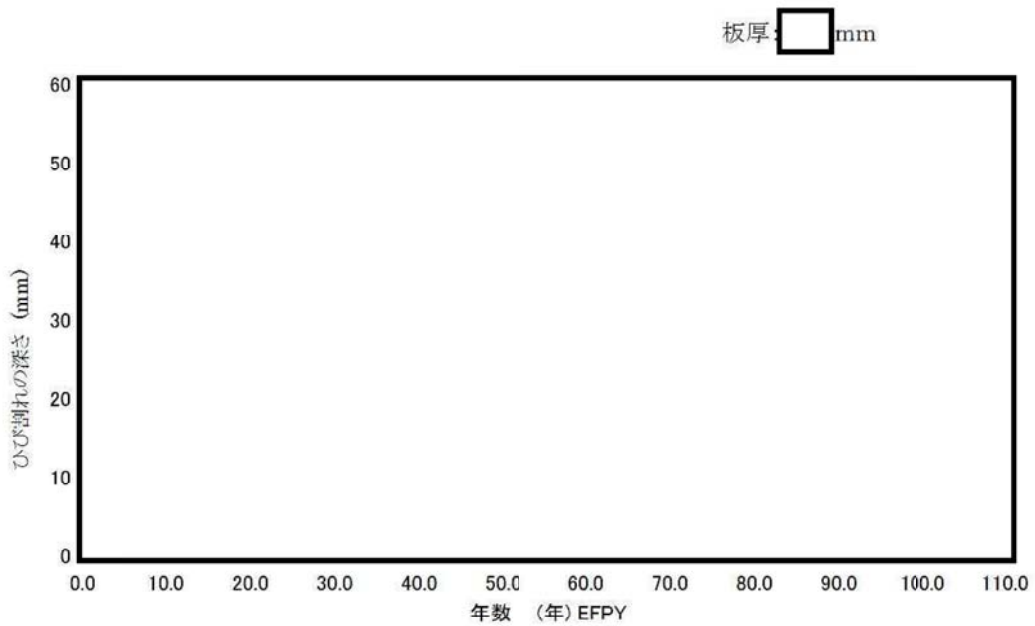


図 2 (2/2) ひび割れの深さと運転年数の関係

2.1.3 評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）での技術基準への適合確認

(1) 解析モデル

解析モデルは評価対象が H7 及び V8 近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬し、三次元シェル要素による全周モデルとしている。解析モデルを図 3 に示す。

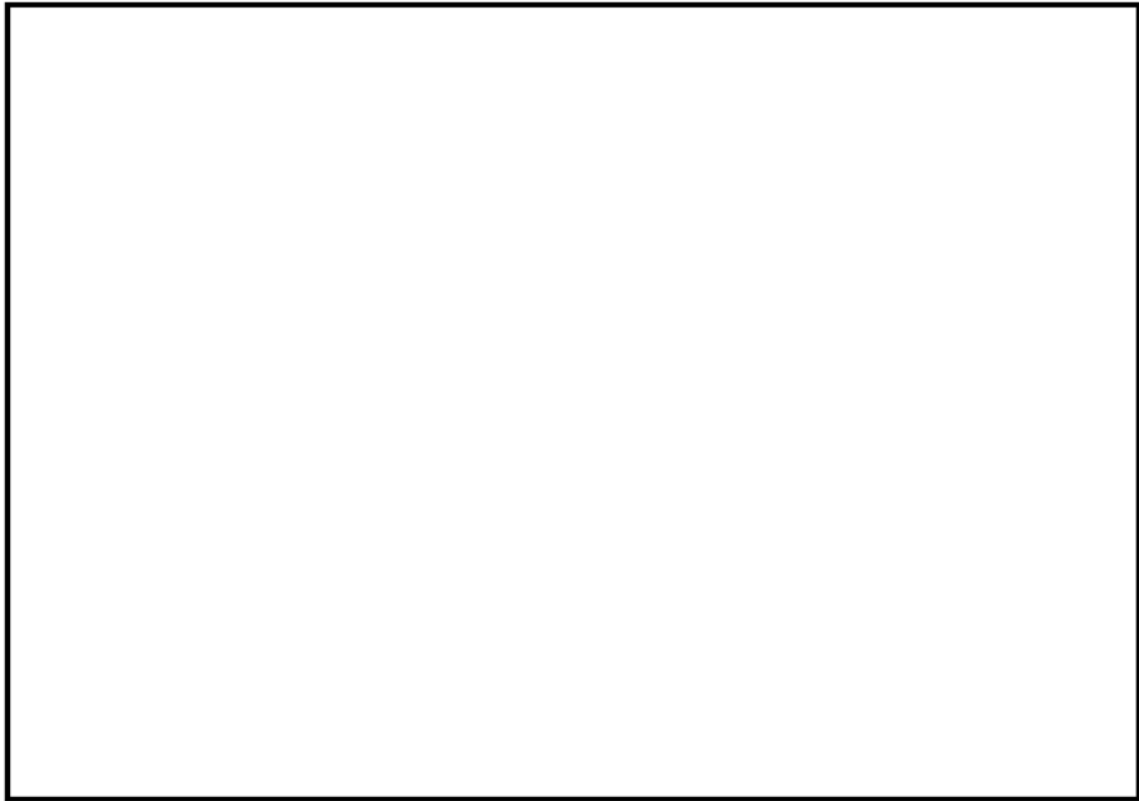


図 3 解析モデル

(2) ひび割れ（亀裂）の付与位置

解析モデル上のひび割れは、シュラウドサポートシリンダの V8 長三方向溶接継手については、全 4 箇所（ 0° 、 90° 、 180° 、 270° ）にシュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ接続部まで全長貫通亀裂（幅 40 mm の矩形開口）を設定している。また、ほう酸注入配管サポート溶接部の上部に水平長さ mm の周方向貫通亀裂（スリット）を設定している。

H7 周方向溶接継手については、軸方向貫通亀裂（スリット）を 1° 間隔で設定するとともに、溶接熱影響部の全周に周方向亀裂（内表面に深さ 6 mm、幅 2 mm）を設定している。

解析モデルにおけるひび割れの付与位置を図 4 に示す。

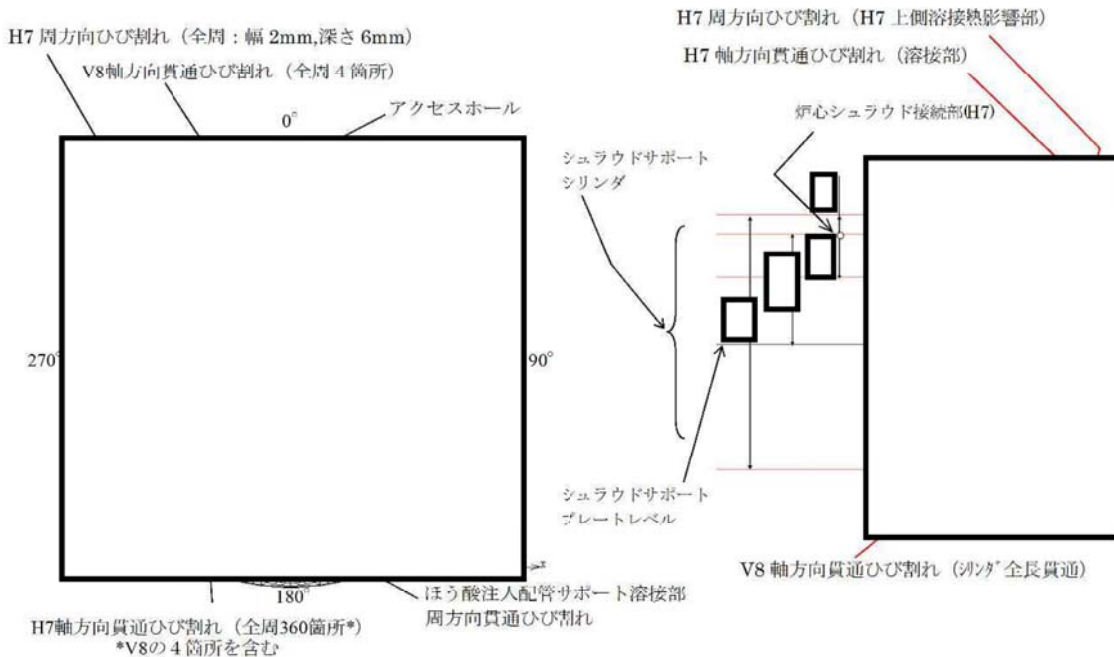


図4 ひび割れの付与位置

(3) 解析コード

三次元汎用有限要素法解析コード「MARC」を用いた。

(4) 荷重条件

解析に用いた供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）及び地震荷重を表 2 に示す。

供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）を負荷後、地震荷重を比例負荷し、設計上の地震に対する負荷荷重の比率（荷重倍率）と変位の関係を求め、2 倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めている。

また、水平荷重の負荷方向は、90° ピッチで同じひびがある場合、180° 付近のほう酸注入配管サポート溶接部の上部に mm の周方向貫通亀裂（ が中心）を加えているため、荷重負荷方向を から の方向とした場合が、周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重負荷方向となることから、構造健全性評価における地震荷重負荷は から の方向に設定している。

表 2 荷重条件

荷重	種類	鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kN・m)	圧力 P (MPa)
供用状態 A, B の荷重	死荷重		—	—	—
	差圧	—	—	—	
地震時の荷重	地震荷重 S_1^*				—
	地震荷重 S_2				—

S_1^* : 水平地震力は動的解析結果から得られた地震力と静的震度から得られた地震力のうちいずれか大きい方の値を、鉛直地震力は鉛直地震動により定まる値を示す。

(5) 物性値

解析に用いた物性値を表 3 に示す。

表 3 解析に用いた物性値

材質	温度 (°C)	S_m (MPa)	弾完全塑性体の 降伏点 (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド下部胴)	302	96.8	$S_1^* : 1.5S_m = 145$		
			$S_2 : 2.3S_m = 222$ (注 1) $0.7S_u = 253$		
NCF600-P (シュラウドサポート)	302	164	$S_1^* : 1.5S_m = 246$		
			$S_2 : 2.3S_m = 377$ (注 1) $0.7S_u = 350$		

(注 1) : $2.3S_m$ と $0.7S_u$ のいずれか小さい方を用いる。

(注 2) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

(6) 評価結果

保守的にひび割れを付与した解析モデルを用いて極限解析を実施した結果、崩壊荷重は設計上の地震荷重に対して余裕を有していることが確認されたことから、所定の期間（運転開始後 60 年時点までを包絡する期間）において、技術基準に適合しないものではないと評価している。（維持規格 添付 EJJ-B-2-2）

図 5 に評価結果がより厳しい地震荷重 S_2 の極限解析結果を示す。

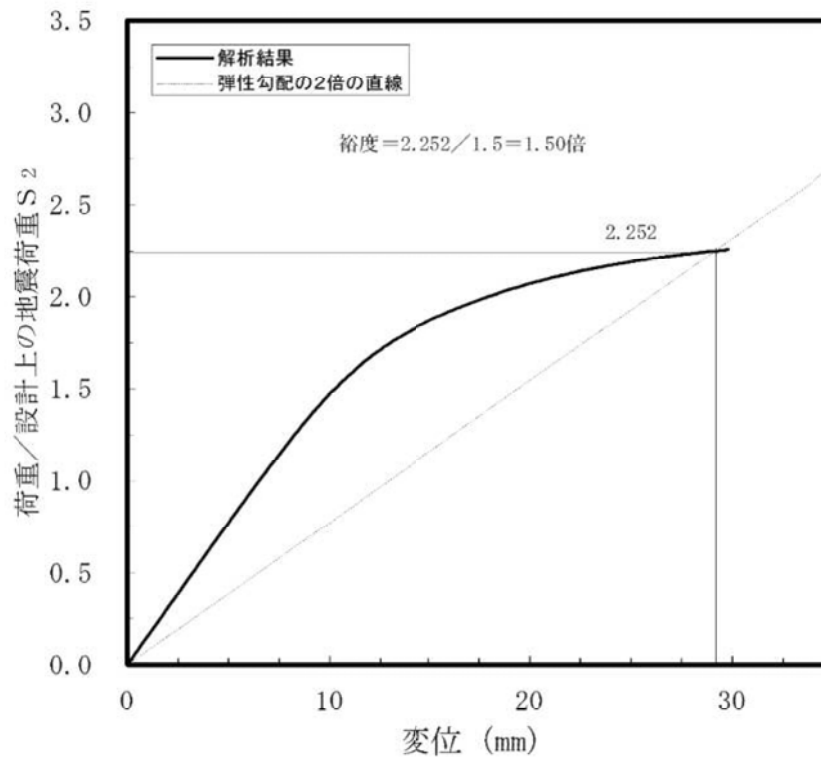


図5 極限解析結果 (地震荷重 S_2)

2.2. 耐震安全性評価について

2.2.1 評価①：ひび割れの形状、大きさを特定

最新のシュラウドサポートの検査結果である、第 25 回施設定期検査での検査結果を確認した。

確認の結果、検出されたひび割れは、以下に示す通り、第 24 回定期検査の構造健全性評価で想定している範囲にとどまっていることが確認されている。

第 25 回施設定期検査で検出されたひび割れの状況を表 4 に示す。

①H7 及び V8 のひび割れの発生・進展は、予測した範囲にとどまっていた。

(H7 及び V8 に確認されたひび割れは、いずれも母材への発生・進展はなく、解析モデルに付与した想定ひび割れの範囲に含まれている)

②H7 溶接金属に周方向のひび割れは発生・進展していなかった。

③H7 軸方向のひび割れは、360 個を超えないと評価された。

表 4 第 25 回施設定期検査で検出されたひび割れの状況

溶接部位	数量	検出部位	方向
H7	59 個 [検査範囲 65.2 %] ↓ 91 個*1	内面	軸方向
V8	8 個	内面及び外面	軸方向 周方向（ほう酸注入配管サポート溶接部）

*1：日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] (第 3 版)」の「未点検範囲の欠陥想定」に基づき算出したもの

2.2.2 評価②：ひび割れの進展予測

第 25 回施設定期検査においては、ひび割れの進展は認められるものの、検出されたひび割れは、第 24 回定期検査の構造健全性評価で想定している範囲に包絡されることから、耐震安全性評価においては、第 24 回定期検査の評価と同条件で評価するものとした。

2.2.3 評価③：所定の期間（運転開始後 60 年時点まで）での技術基準への適合確認

(1) 解析モデル

耐震安全性評価では、第 24 回定期検査での評価と同一の解析モデルを用いた。

(2) ひび割れの付与位置

耐震安全性評価では、第 24 回定期検査での評価の付与位置と同一とした。

評価モデル及びひび割れの付与位置を図 6 に示す。

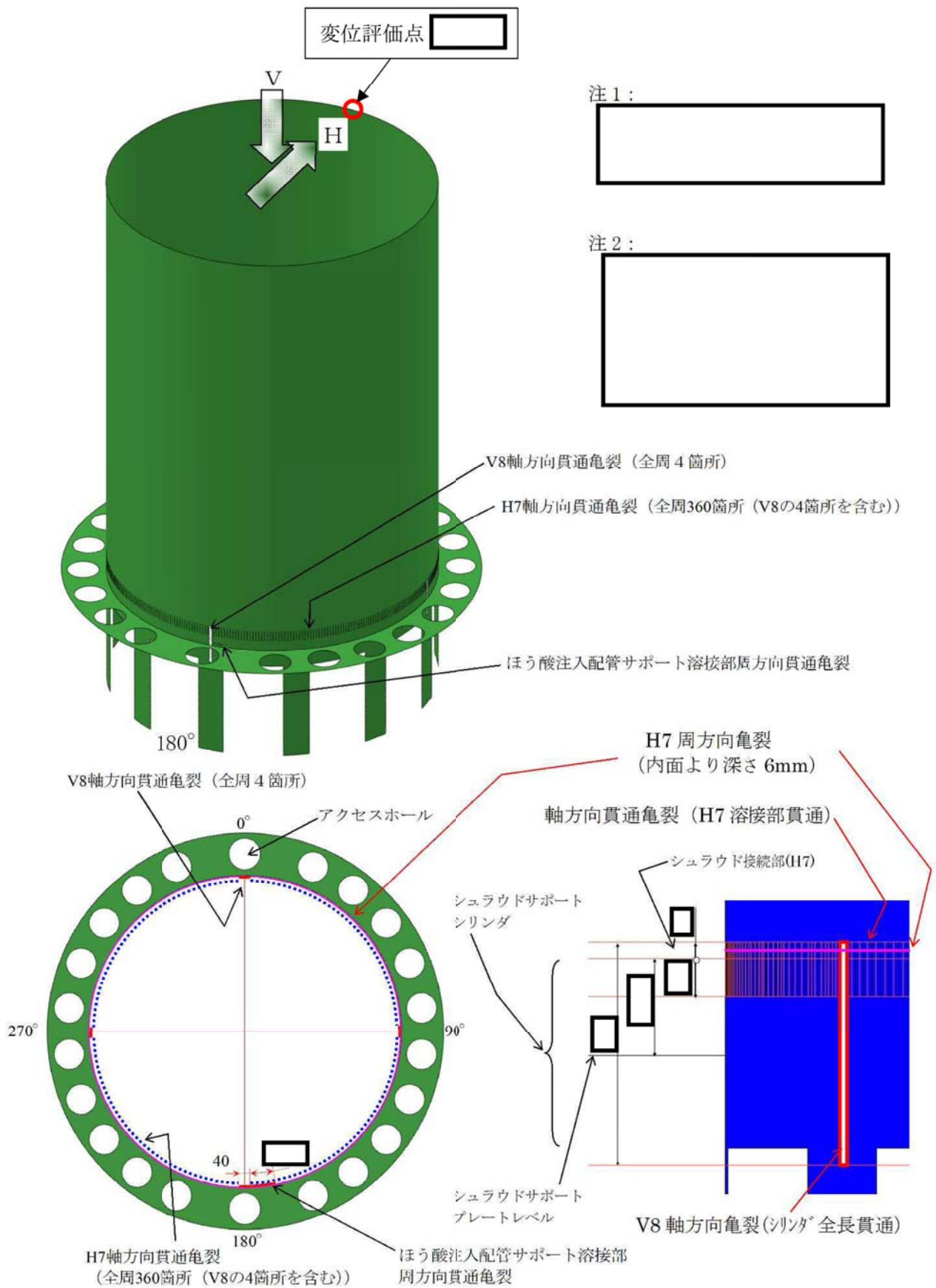


図6 解析モデル及びひび割れの付与位置

(3) 解析コード

三次元汎用有限要素法解析コード「ABAQUS 6.13-1」を用いた。

(4) 荷重条件

耐震安全性評価で解析に用いた供用状態 A, B の荷重（死荷重及び差圧）及び地震荷重を表 5 に示す。

このうち、供用荷重 A, B の荷重は、第 24 回定期検査の評価と同一である。

一方、地震荷重については基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11~14, S_s -21~22, S_s -31) の 8 波包絡条件（1.5 倍の裕度考慮）を用いた。

表 5 耐震安全性評価で用いた荷重条件

荷重	種類	鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kN・m)	圧力 P (MPa)
供用状態 A, B の荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	基準地震動 S_s	<input type="text"/> *1	<input type="text"/> *2	<input type="text"/> *2	—

*1 : S_s -21 による算出結果

*2 : S_s -22 による算出結果

(5) 物性値

耐震安全性評価で解析に用いた物性値を表 6 に示す。

表 6 解析に用いた物性値

材質	温度 (°C)	S_m (MPa)	弾完全塑性体の 降伏点 (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド 下部胴)	301 (注 1)	96.9	$S_s : 2.3S_m = 222$ (注 2) $0.7S_u = 253$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注 3)
NCF600-P (シュラウド サポート)	301 (注 1)	164	$S_s : 2.3S_m = 377$ (注 2) $0.7S_u = 350$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注 3)

(注 1) : 供用状態 A, B の最高温度を用いた。

(注 2) : $2.3S_m$ と $0.7S_u$ のいずれか小さい方を用いる。

(注 3) : 加工硬化係数は、応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において、解析応力が降伏応力を超えると、荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため、極めて小さな加工硬化係数 (=E/1000) を与えることにより、降伏後の解析の収束性を上げている。

(6) 評価結果

保守的にひび割れを付与した解析モデルを用いて極限解析を実施した結果、シュラウドサポートの崩壊荷重は地震時荷重の約 2.3 倍であり、安全率 (1.5) を考慮した地震時荷重が崩壊荷重を下回ることから、所定の期間 (運転開始後 60 年時点まで) において、技術基準に適合しないものではないと評価した。(維持規格 添付 EJG-B-2-2)

基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11~14, S_s -21~22, S_s -31) の 8 波包絡条件 (1.5 倍の裕度考慮) における極限解析結果を図 7 に示す。

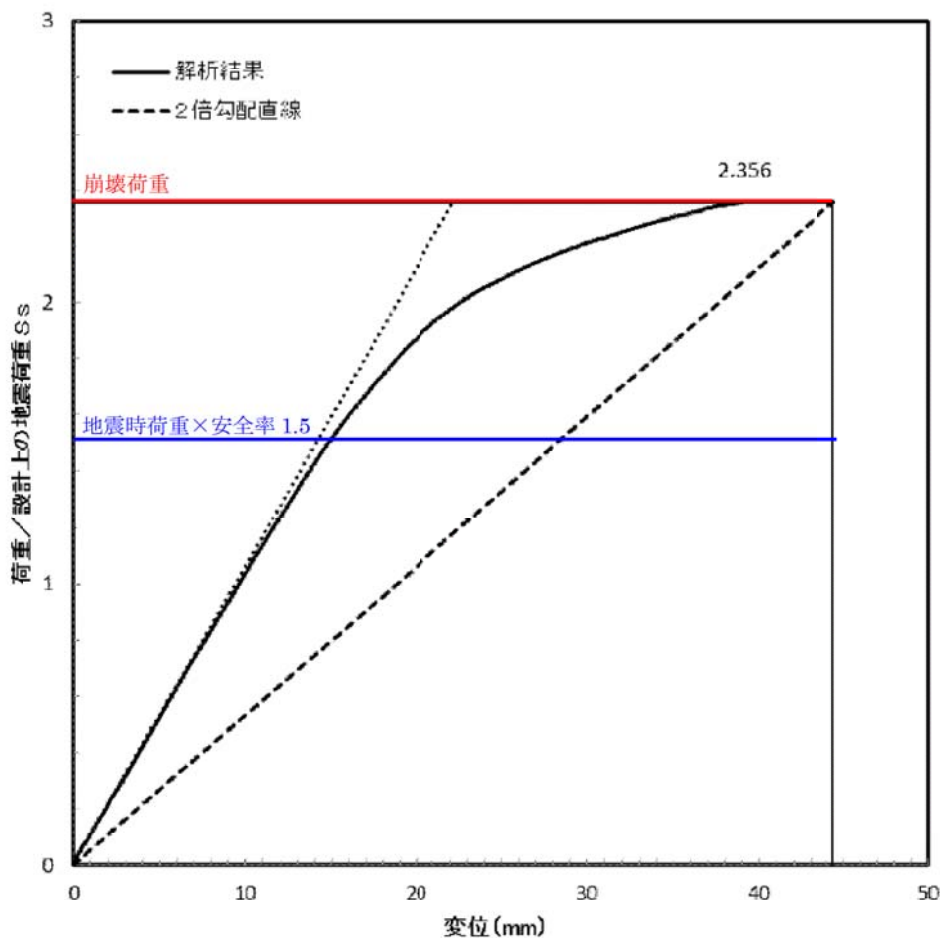


図 7 極限解析結果 (基準地震動 S_s)

3. 耐震安全性評価結果

耐震安全性評価における極限解析の結果、運転開始後 60 年時点において、シュラウドサポートの安全率を考慮した地震時荷重が崩壊荷重を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価について

廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れを考慮した耐震安全性評価内容を以下に示す。

1. 評価仕様

廃液濃縮器蒸発缶の構造図を図1に示す。

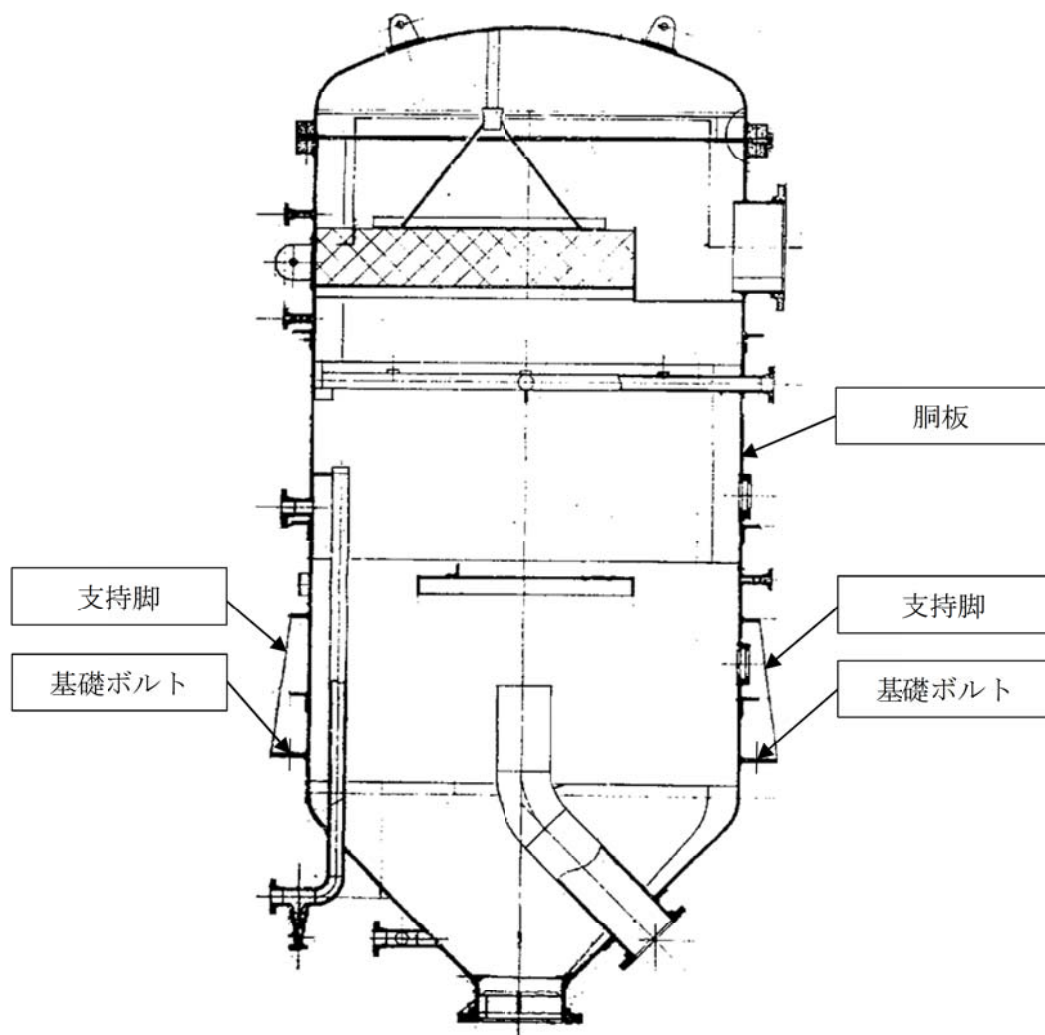


図1 廃液濃縮器蒸発缶構造図

廃液濃縮器蒸発缶の評価仕様を表1に示す。

表1 評価仕様

項目	単位	記号	数値
板厚	mm	t	
亀裂角度	°	2θ	180
胴外径	mm	do	
胴内径	mm	Di	
胴板断面二次モーメント	mm ⁴	I	
最高使用圧力	MPa	P	0.35
最高使用温度	°C	-	105
廃液濃縮器蒸発缶質量	kg	m ₀	
質点質量 (図3参照)	kg	m ₁	4450
	kg	m ₂	7850
設計降伏点	MPa	Sy	141
設計引張強さ	MPa	Su	437
基準点からの距離 (図3参照)	mm	H ₁	
	mm	H ₂	
設計地震力	-	C _H	2.325
胴板材質	-	-	SUS316L
重力加速度	m/s ²	g	9.80665

2. 評価モデル

評価モデルは、廃液濃縮器蒸発缶胴板に地震時発生応力が最大となる箇所に図2に示すとおり1gpm(0.2271m³/h)の漏えい量以上となる半周の貫通亀裂*を想定し、図3に示すとおり2質点系のモデルにて評価している。

*：文献（三菱重工技報 Vol. 18 NO. 4(1981-7)）に基づき、亀裂幅を mと設定した場合における1gpm(0.2271m³/h)の漏えい亀裂角度は35°であるが、本評価ではより安全側の半周亀裂（亀裂角度180°）としている。
漏えい亀裂角度35°の算出過程を添付番号1に示す。

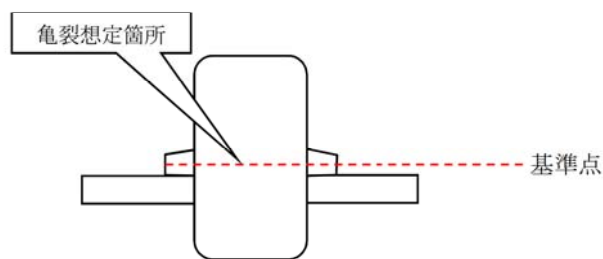


図2 廃液濃縮器蒸発缶亀裂想定箇所

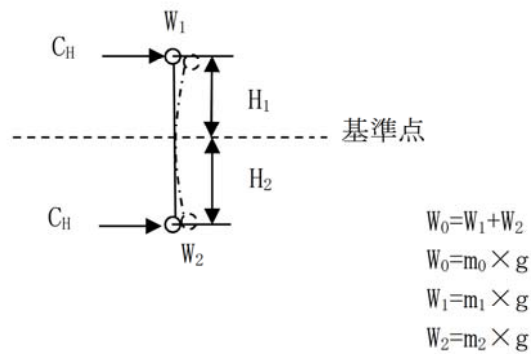


図3 地震評価モデル

3. 入力（荷重）条件

(1) 地震荷重

廃液濃縮器蒸発缶は、耐震Bクラスであるため、設置エリアに対応する水平静的震度0.39と、 $1/2S_d$ の水平動的震度2.325（弾性設計用地震動 S_d 設備評価用床応答曲線のピーク値の1/2）の大きい方である2.325(= C_H)を使用する。評価に用いる設備評価用床応答曲線を図4に示す。

プラント名：東海第二発電所

構造物名：原子炉建屋

方向：水平方向

波形名： S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22及び S_d -31
(柔構造のため $1/2 S_d$ を評価に用いる)

標高：EL20.300m

減衰：1.0%

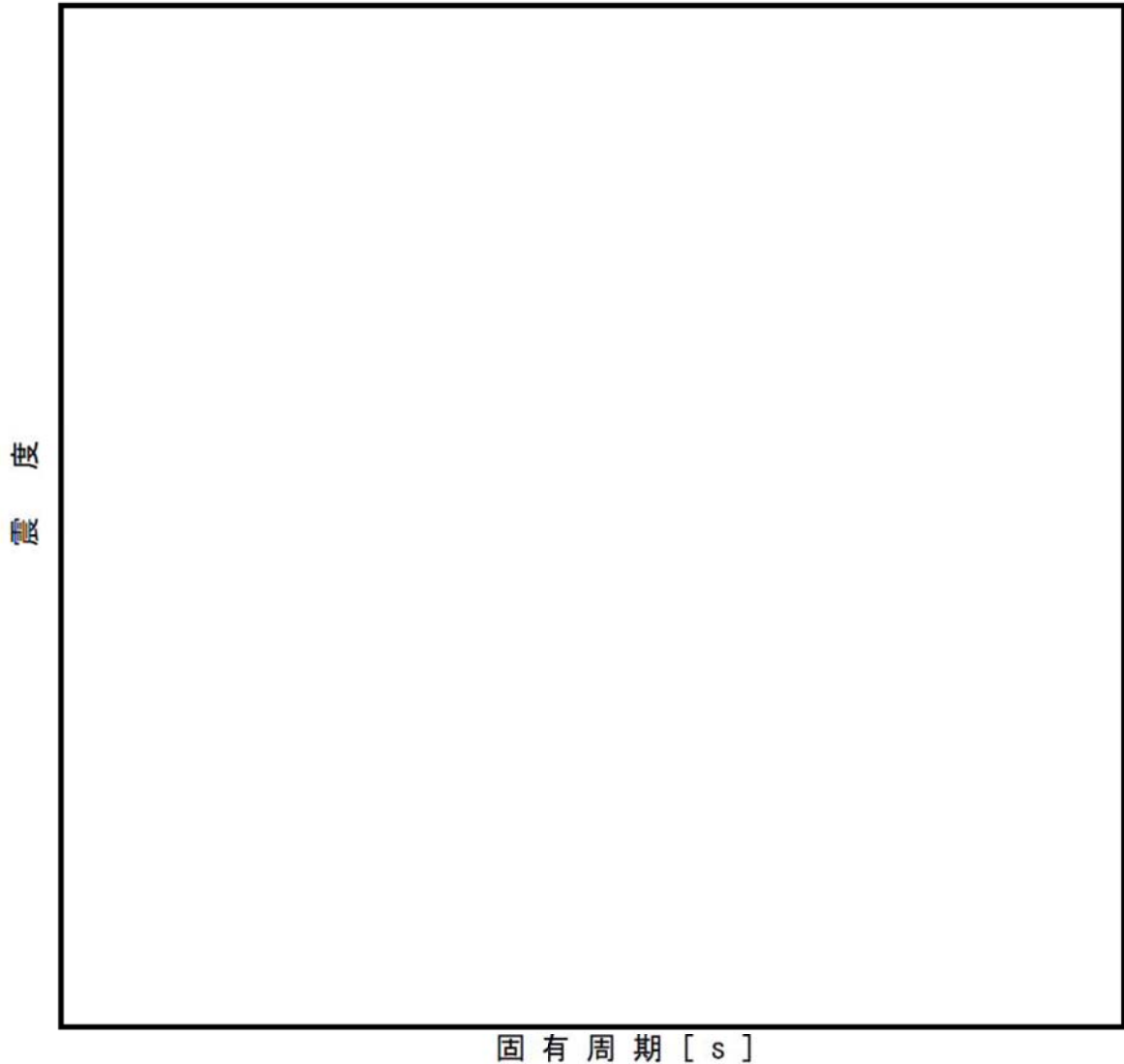


図4 廃液濃縮器蒸発缶設置場所（原子炉建屋3階）の設備評価用床応答曲線

4. 算出過程

(1) 地震時発生応力

JEAG4601-1987 6.6.3(1)f. ラグ支持たて置円筒形容器の算出式を準用し地震時の発生応力を算出する。算出式を以下に示す。

① 内圧による応力

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{内圧}} &= \frac{P \times (D_i + 1.2 \times t)}{4 \times t} \\ &= \frac{0.35 \times (\square + (1.2 \times \square))}{4 \times \square} = 21.105 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

② 自重による応力

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{自重}} &= \frac{m_0 \times g}{\pi \times t \times (D_i + t)} \\ &= \frac{12300 \times 9.80665}{3.14159 \dots \times \square \times (\square + \square)} = 1.59315 \dots \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

③ 地震による応力

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{地震}} &= \frac{C_H \times m_1 \times g \times H_1 \times (D_i + 2t)}{2 \times I} + \frac{C_H \times m_2 \times g \times H_2 \times (D_i + 2t)}{2 \times I} \\ &= \frac{2.325 \times \square \times 9.80665 \times \square \times (\square + (2 \times \square))}{2 \times \square} \\ &\quad + \frac{2.325 \times \square \times 9.80665 \times \square \times (\square + (2 \times \square))}{2 \times \square} \\ &= 4.60084 \dots + 2.75789 \dots = 7.35874 \dots \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

I : 断面二次モーメント

$$\begin{aligned}I &= \frac{\pi (d_o^4 - D_i^4)}{64} \\ &= \frac{3.14159 \dots \times (\square - \square)}{64} = \square \text{ [mm}^4\text{]}\end{aligned}$$

④ 発生応力 : $\sigma = \sigma_{\text{内圧}} + \sigma_{\text{自重}} + \sigma_{\text{地震}}$

$$\begin{aligned}&= 21.105 + 1.59315 \dots + 7.35874 \dots = 30.05689 \text{ [MPa]} \\ &= 31 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

(2) 亀裂安定限界応力

日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG 4613-1998）」3.2.3 き裂安定性評価に基づき、半周の貫通亀裂を考慮した安定限界応力 P_f を算出する。算出式を以下に示す。

$$\begin{aligned}
 P_f &= P_m + P_b' \\
 &= 21.175 + 44.6070 = 65.782 \text{ [MPa]} \\
 &= 65 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

P_m : 内圧によって発生する膜応力

$$\begin{aligned}
 P_m &= \frac{P \times d_o}{4 \times t} \\
 &= \frac{0.35 \times \square}{4 \times \square} = 21.175 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

P_b' : 曲げ応力

$$\begin{aligned}
 P_b' &= \frac{2 \times \sigma_f \times (2 \sin \beta - \sin \alpha)}{\pi} \\
 &= \frac{2 \times 289 \times (2 \sin(0.670306 \dots) - \sin(1.57079 \dots))}{3.14159} = 44.6070 \dots \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \sigma_f &= \frac{S_y + S_u}{2} \\
 &= \frac{141 + 437}{2} = 289 \text{ [MPa]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \beta &= \frac{\left[\pi - \alpha - \left(\frac{P_m}{\sigma_f} \right) \times \pi \right]}{2} \\
 &= \frac{\left[3.14159 \dots - 1.57079 \dots - \left(\frac{21.175}{289} \right) \times 3.14159 \dots \right]}{2} = 0.670306 \dots \text{ [rad]}
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \alpha &= \frac{\theta}{180 \times \pi} \\
 &= \frac{90}{180} \times 3.14159 \dots = 1.57079 \dots \text{ [rad]}
 \end{aligned}$$

5. 評価結果

算出結果より、地震時の発生応力は亀裂安定限界応力を下回ることから、廃液濃縮器蒸発缶の応力腐食割れは、耐震安全性評価上問題ない。

評価対象	地震時発生応力 (MPa)	亀裂安定限界応力 (MPa)
廃液濃縮器蒸発缶胴板	31	55

漏えい亀裂角度の算出過程

- (1) 廃液濃縮器蒸発缶からの溢水の流出流量は、スリット状の亀裂面積から損失係数を考慮した以下の計算式より求められる。

$$v^2 = \frac{2 \times g \times h}{\xi} \quad (\text{機械工学便覧 A5-78より})$$

$$v = \sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}}$$

両辺にAを掛けて、流量を求める式とすると

$$Q = A \times \sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}} \times 3600$$

Q : 流出流量 (m³/h) 1gpm=0.2271 (m³/h)

A : 断面積 (m²)

H : 水頭 (m) 0.35MPa=35m

g : 重力加速度 9.8(m/sec²)

ξ : 損失係数 1.5*1 (機械工学便覧より)

- (2) (1)より1gpm (0.2271m³/h) の漏えい時の亀裂面積は以下の計算式により求められる。

$$A = \frac{Q}{\sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}} \times 3600}$$

- (3) 亀裂角度は、亀裂面積をSCCによる亀裂幅で割って亀裂周長を求め角度に変換する以下の計算式によって求まる。

$$\theta = \frac{A}{t} \times \frac{360}{\pi \times Di}$$

θ : 亀裂角度 (°)

Di : 胴内径 (m) 2.4m

t : SCCによる亀裂幅 (m) 4×10⁻⁶(m)

- (4) よって、1gpm の漏えいが発生する時の亀裂角度は以下の計算式のとおり算出される。

$$\begin{aligned} \theta &= \frac{Q}{\sqrt{\frac{2 \times g \times H}{\xi}} \times 3600} \times \frac{360}{\pi \times Di \times t} \\ &= \frac{0.2271}{\sqrt{\frac{2 \times 9.8 \times 35}{1.5}} \times 3600} \times \frac{360}{\pi \times 2.4 \times 4 \times 10^{-6}} \\ &\doteq 35^\circ \end{aligned}$$

*1 ξ : 損失係数 1.5

スリット状の亀裂からの流出計算においては、以下の考え方に基づき機械工学便覧のA5-77の(c)の損失係数 K を用いている。スリット状の亀裂部の損失係数は、亀裂の入口部の損失係数と出口部の損失係数の合計となる。入口部の損失係数は、その形状より、新版機械工学便覧A5-77, 11・3・3の(c)が最も近いことから0.5となる。一方、出口部の損失係数は、断面積が急激に広がることから新版機械工学便覧A5-77, 11・3・4のa. のiから1.0となる。

以上より、損失係数は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損失係数 } \Sigma K &= \text{入口部の損失係数} + \text{出口部の損失係数} \\ &= 0.5 + 1.0 \\ &= 1.5 \end{aligned}$$



図 入口部及び出口部の損失係数

流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について

腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価については、以下の劣化事象について実施する。

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）
2. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）（第3 給水加熱器）
3. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）（非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレィ系ディーゼル機関及び付属設備）

1. 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象ラインの抽出について

東海第二の劣化状況評価における、「配管の腐食（流れ加速型腐食）」に対する耐震安全性評価は、配管減肉管理規格において、流れ加速型腐食の可能性が小さいとされている FAC-1 管理範囲以外の箇所を含むラインを評価対象ラインとして選定した。また、知見拡充の観点で FAC-1 管理範囲のうち原子炉系（蒸気部）主配管の耐震重要度 S クラスの範囲、原子炉水への水素注入に伴う配管内表面の酸化被膜減少による配管減肉が想定される原子炉冷却材浄化系配管の耐震重要度 S クラスの範囲を評価対象ラインとして選定した。

(2) 評価対象ライン数

評価対象として抽出され評価を実施したライン数は合計 46 ラインであり、系統分類毎に表 1 のとおりである。

表 1 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）（炭素鋼配管）の評価対象ライン

評価対象配管	管理ランク	ライン数	備考
原子炉系（蒸気部）	FAC-2	3	ドレン配管
	FAC-1	1	主配管
原子炉系（純水部）	FAC-1 及び FAC-S	2	
給水系	FAC-1 及び FAC-S	5	
復水系	FAC-1 及び FAC-S	18	安全重要度クラス 3 の高温・高圧環境
	FAC-2	13	安全重要度クラス 3 の高温・高圧環境以外
給水加熱器ドレン系	FAC-2	3	
原子炉冷却材浄化系	—	1	

(3) 評価対象ライン

評価対象ラインの概略図を図 1 に、評価対象ラインのうち、劣化状況評価書に評価結果を記載した代表ラインの解析モデル図を図 2～図 13 に示す。

解析モデルは、3次元多質点系モデルとし、その他のモデル化の条件は、工事計画認可の評価と同等とする。解析は、計算機コード「HISAP」を使用する。

また、地震動による配管応力解析の結果、発生応力が許容応力を上回った際に実施する疲労累積係数の評価を計算機コードにより実施する。

(4) 使用する地震動

耐震評価を行うにあたり使用する地震動は、設置変更許可及び工事計画認可で記載される基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11～14, S_s -21～22, S_s -31) の 8 波 (1.5 倍の裕度考慮)、弾性設計用地震動 S_d 等を用いて原子炉建屋、タービン建屋各床レベルの地震応答解析結果に基づき作成された床応答曲線を包絡した設備評価用床応答曲線にて評価を行った。

(5) 評価内容

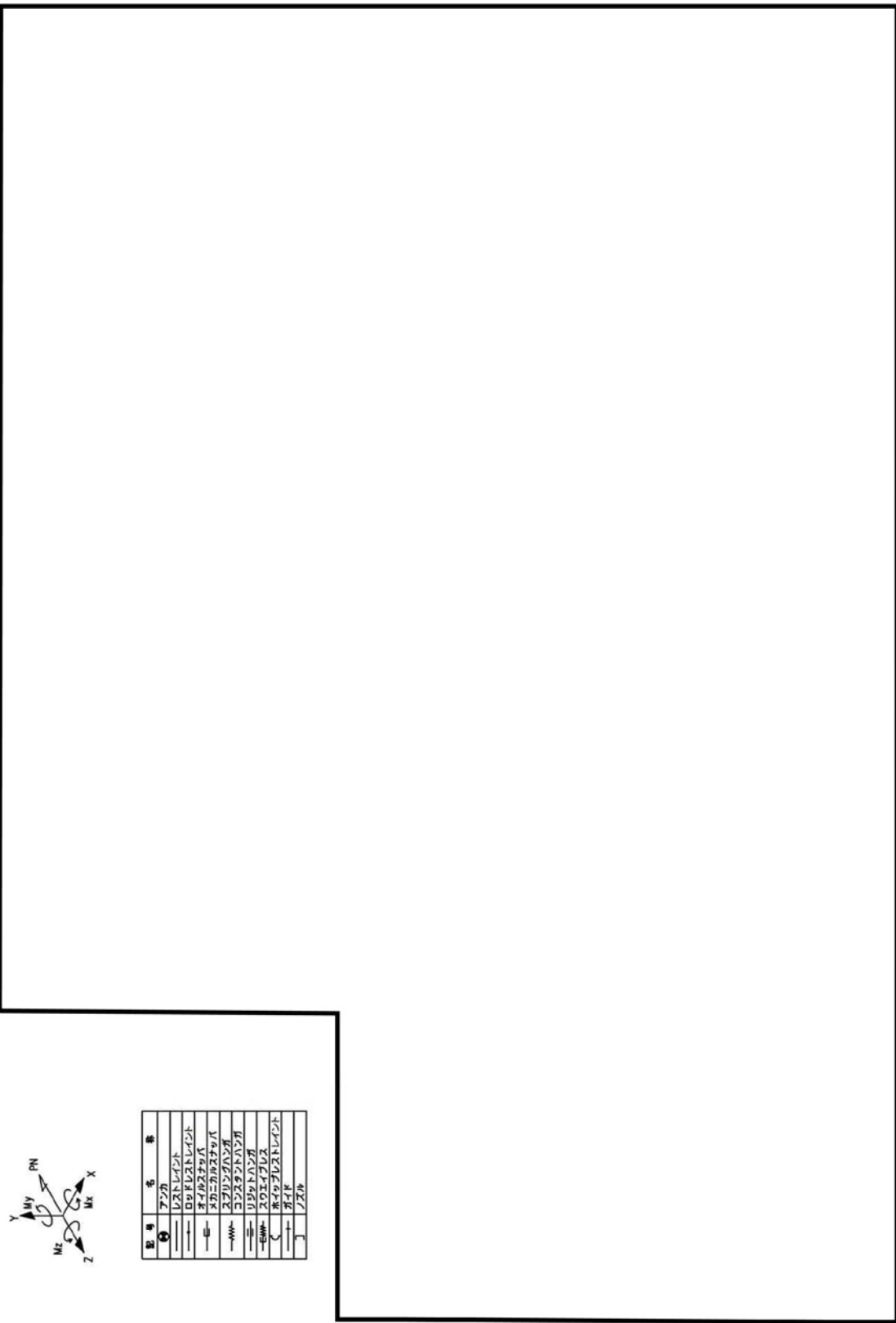
エルボ部、分岐部、レジューサ等の偏流発生部位及びその下流側に周方向及び軸方向一様に必要最小肉厚まで減肉を想定した評価を実施する。評価結果が許容値を超える系統については実測データに基づく運転開始後 60 年時点の減肉を想定した応力評価及び疲労解析による評価を実施する。

(6) 評価結果

必要最小肉厚又は運転開始後 60 年時点までの減肉を想定し、地震時に発生する応力又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることを確認した。

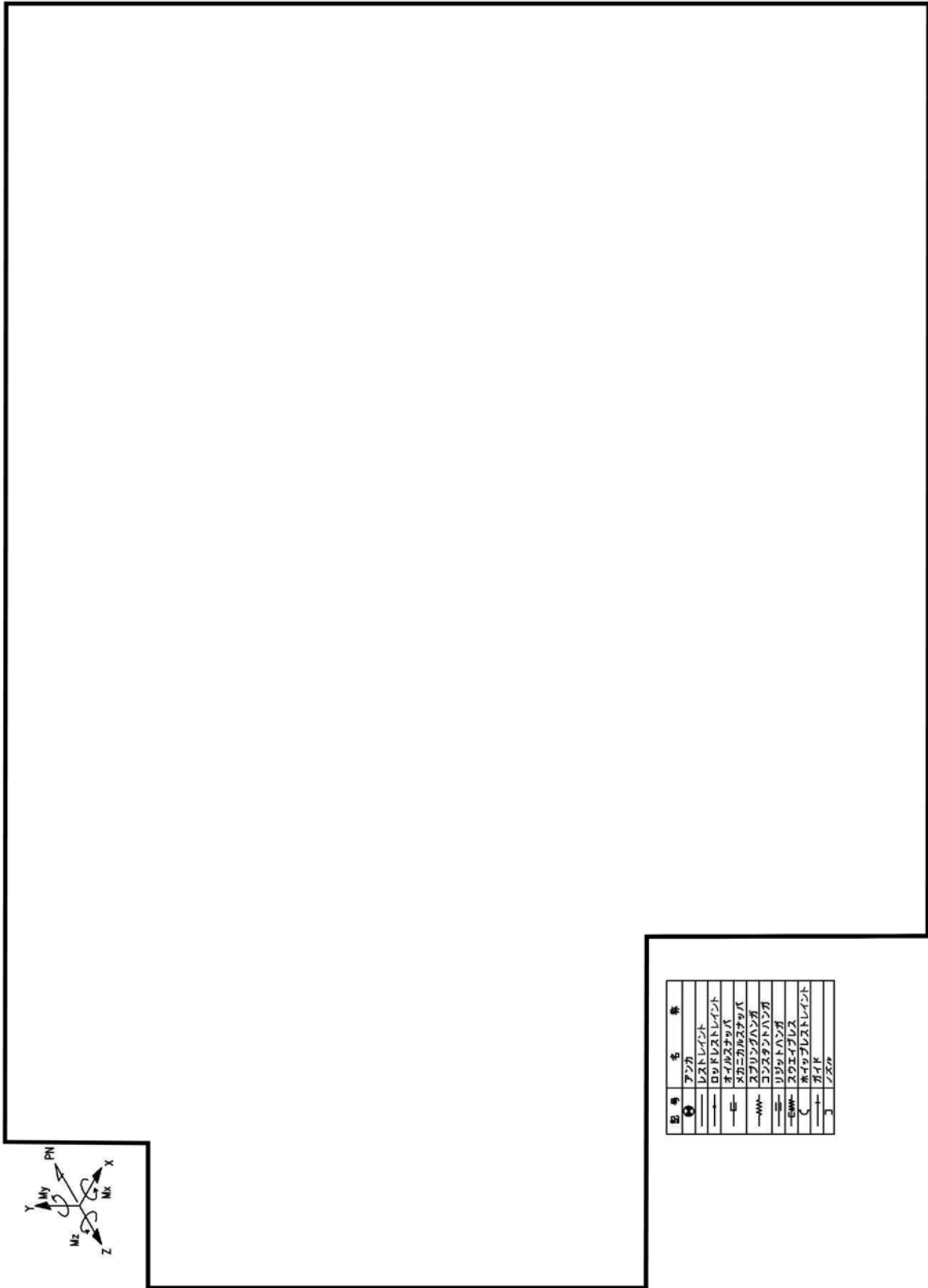
評価対象ラインの全ラインの評価結果一覧を表 2 に、補足説明資料の代表機器である原子炉系(蒸気部)ドレン配管の 60 年時点肉厚における疲労累積係数の算出結果を表 3 に、詳細な算出過程を添付番号 1 に示す。

また、知見拡充の観点で評価を実施した原子炉系(蒸気部)主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の評価結果を添付番号 2 に、安全重要度クラス 3 の高温・高圧環境以外で保守管理に関する方針の策定の対象となる復水系配管の評価結果を添付番号 3 にそれぞれ示す。



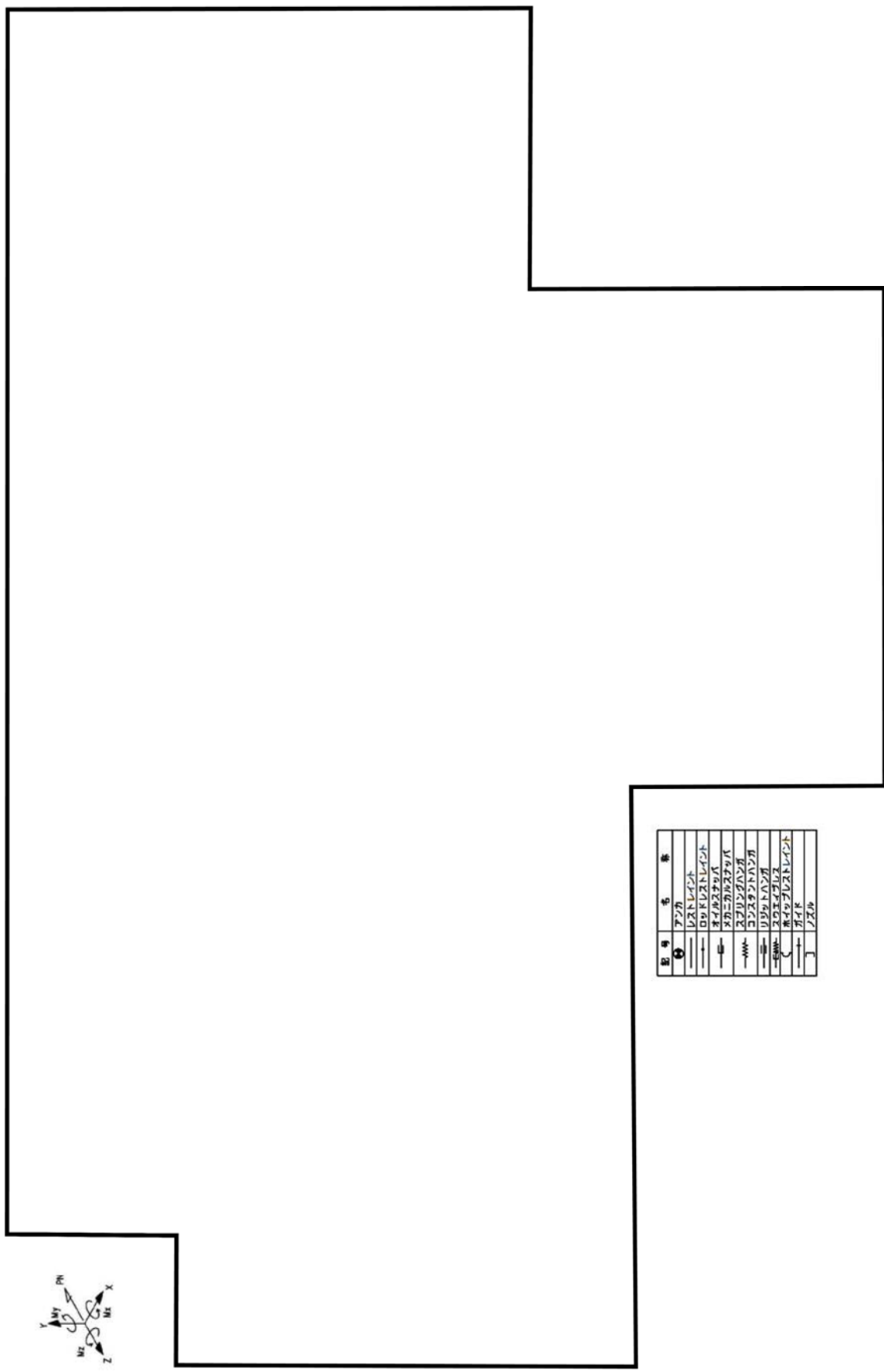
記号	名称
○	ファン
○	ドレントレント
—	ドレンストレイント
—	蒸気配管
—	蒸気配管支管
—	蒸気配管ハンガ
—	コンダクトハンガ
—	リフトハンガ
—	スロエイブル
○	蒸気ドレンストレイント
—	パイプ
—	ノズル

図 2 (1/2) 原子炉系 (蒸気部) ドレン配管 [クラス 1-耐震 S クラス] アイソメ図



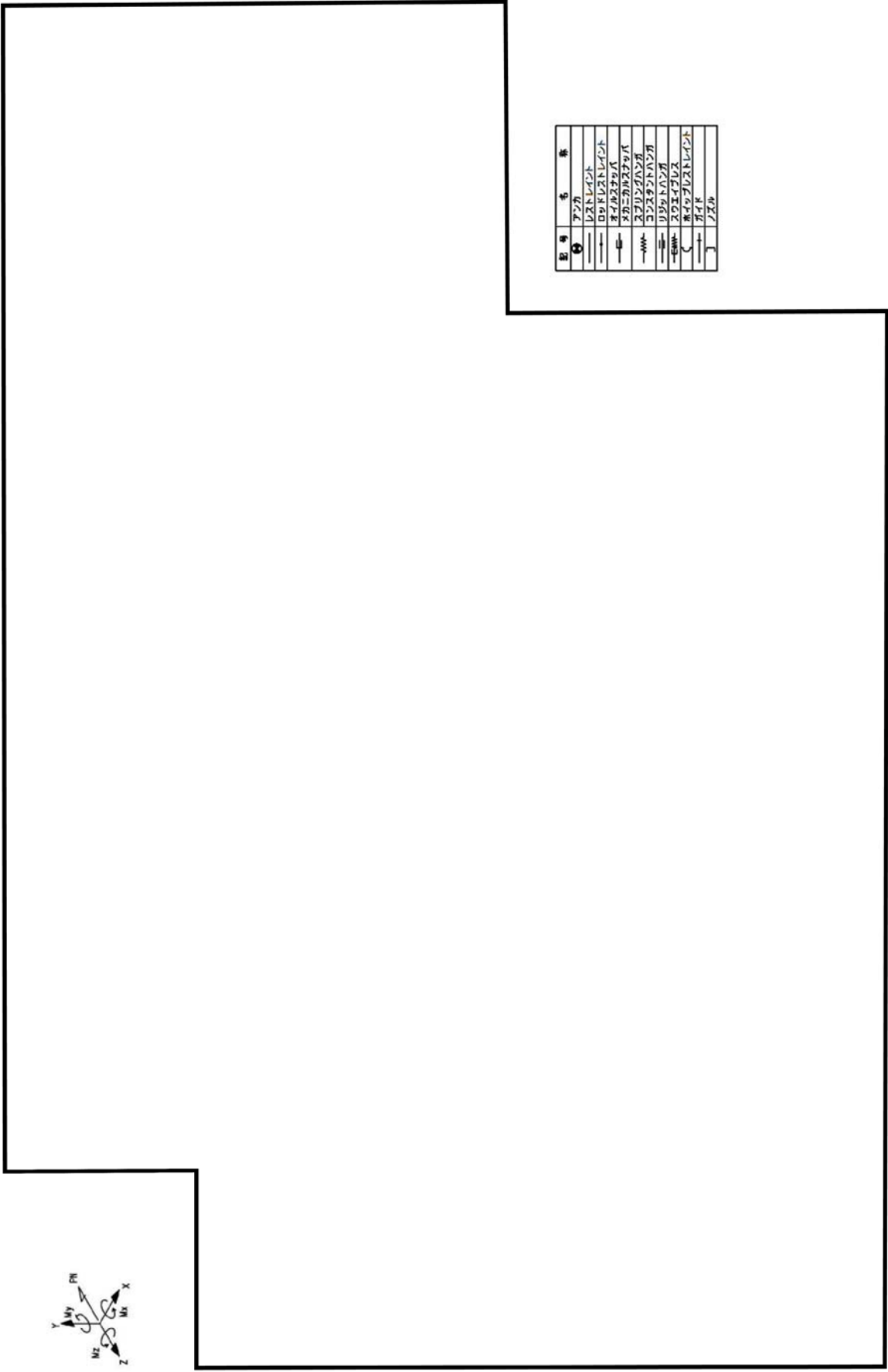
記号	名称
○	アンプ
—	ドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン
—	ドレインドレイン

図 2 (2/2) 原子炉系 (蒸気部) ドレイン配管 [クラス 1-耐震 S クラス] アイソメ図



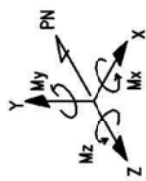
記号	名称
⊕	アンカ
—	レストレイント
—	ローレストレイント
—	オイルスタンプ
—	スライダスタンプ
—	スプリングハンガ
—	コンスタントハンガ
—	リフトハンガ
—	スロイダスタンプ
—	スロイダスタンプ
—	ワイヤレストレイント
—	ワイヤ
—	ワッシャー

図 4 原子炉系（純水部）[クラス I-耐震 S クラス] アイソメ図



記号	名称
⊙	アンカ
—	レストレイト
—	ロッドレストレイト
—	ワイヤスプリング
—	スプリングハンダ
—	コンタクトハンダ
—	リフトハンダ
—	スプレッド
—	ワイヤレストレイト
—	ガイド
—	スリーブ

図5 原子炉系（純水部）[クラス2-耐震Sクラス] アイソメ図



記号	名称
●	アンカ
—	レストレイント
—	ロックレストレイント
—	オイルスタンプ
—	メカニカルスタンプ
—	スプリングハンダ
—	コンスタントハンダ
—	リフトハンダ
—	スウェイプレス
—	ホイップレストレイント
—	ワイヤ
—	ワズル

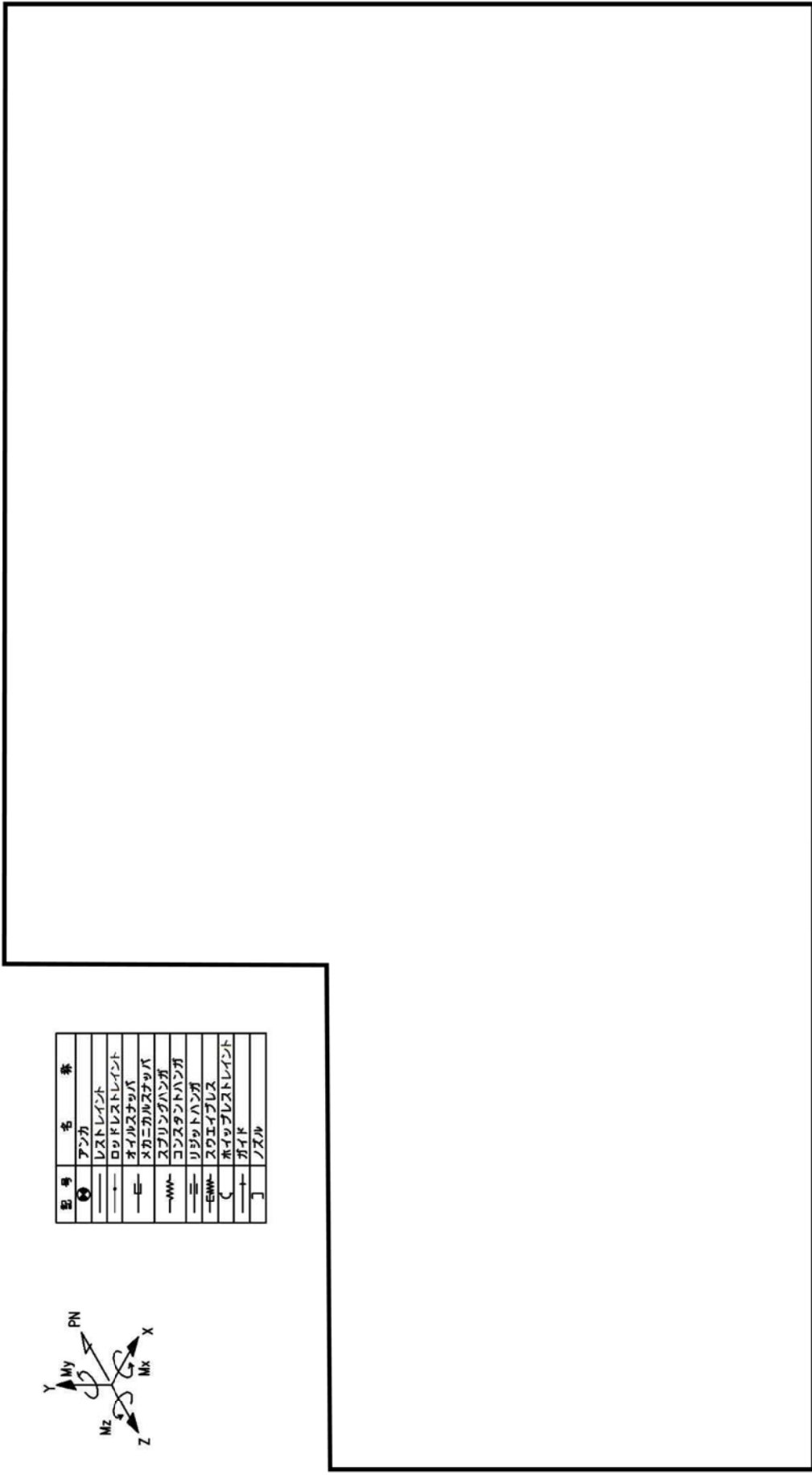
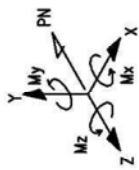


図6 給水系 [クラス2-耐震Sクラス] アイソメ図



記号	名 称
	アツカ
	レストレイント
	ロットレストレイント
	オイルスタック
	オカニカルスタック
	スプリングハンダ
	コンスタントハンダ
	リリットハンダ
	スロエイブレス
	ホイップレストレイント
	ブイト
	ノズル

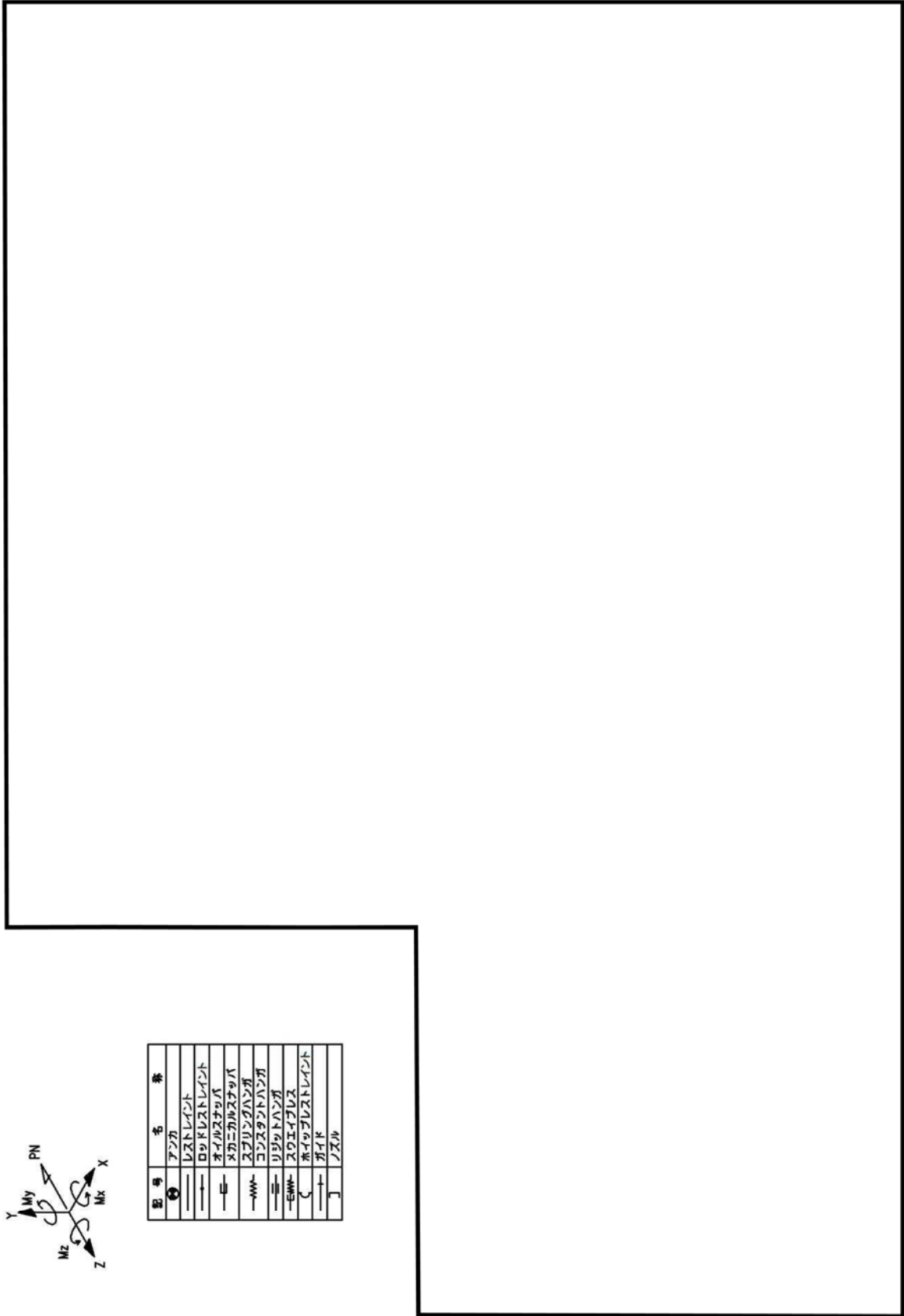
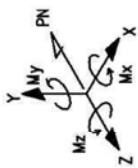


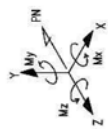
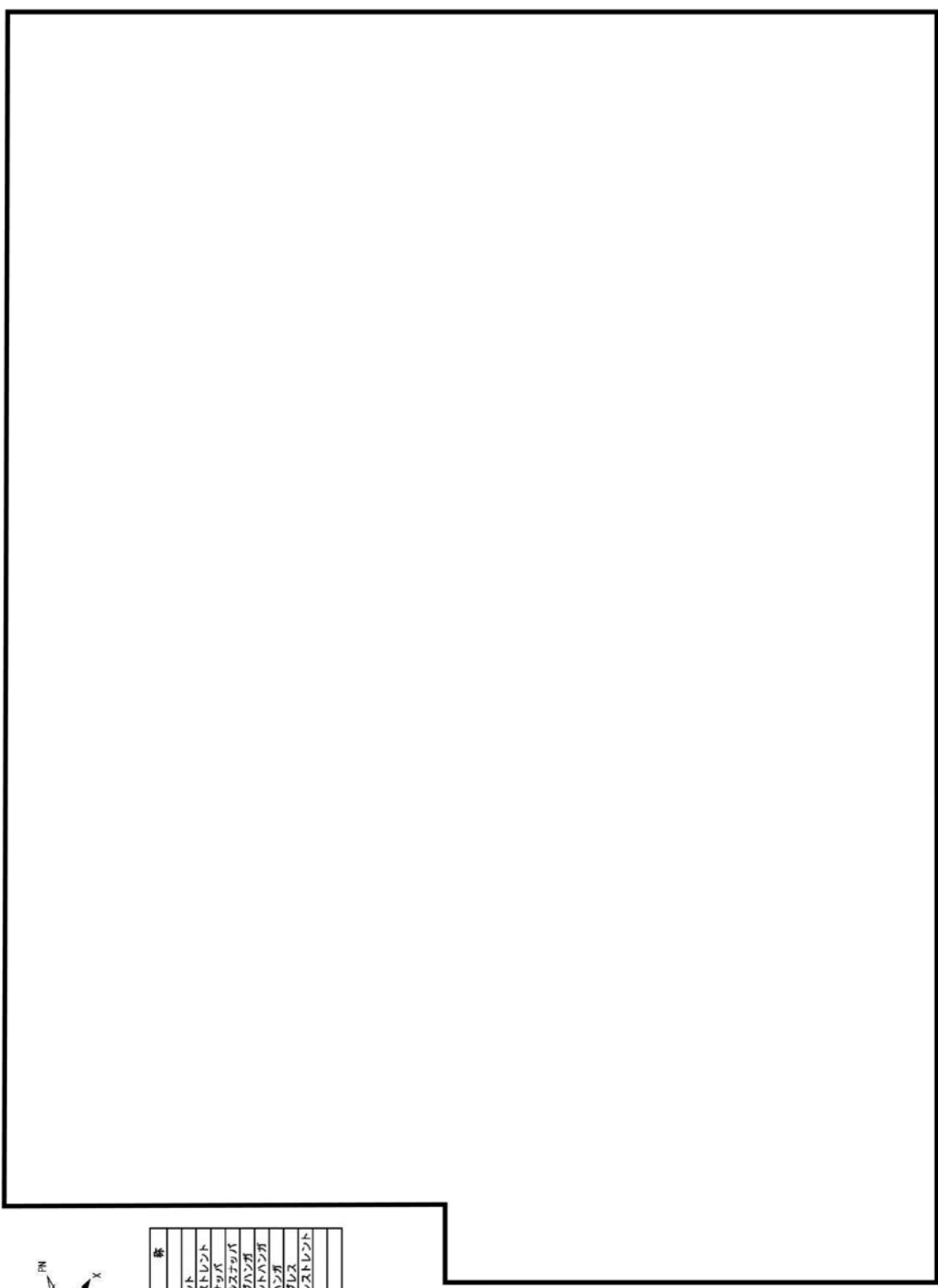
図 7 給水系 [クラス 2-耐震 B クラス] アイソメ図



記号	名称
①	アンカ
—	レストレイント
—	ロッドレストレイント
—E	ネイルスナック
—MM	スクリューナック
—E	コンクリートハンガ
—E	リフトハンガ
—C	スロイブレ
—	ワイプレストレイント
—	ワイク
—	スプレ

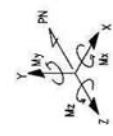


図 10 給水加熱器ドレン系 [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図



記号	名称
ア	アンチ
レ	レスト
ロ	ロスト
オ	オイル
カ	カナル
ス	スプリング
コ	コンスタント
リ	リリット
ス	スワイブレス
ク	クワイブレス
ト	ト
ノ	ノズル

図 11 (1/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名	案
④	アンカ	
≡	レストレント	
≡	ロックレストレント	
≡	オイルシムバ	
≡	スリニカシムバ	
≡	スプリングハンダ	
≡	コネクタハンダ	
≡	リフトハンダ	
≡	スライズ	
≡	ホップレストレント	
≡	ガイド	
≡	ノズル	

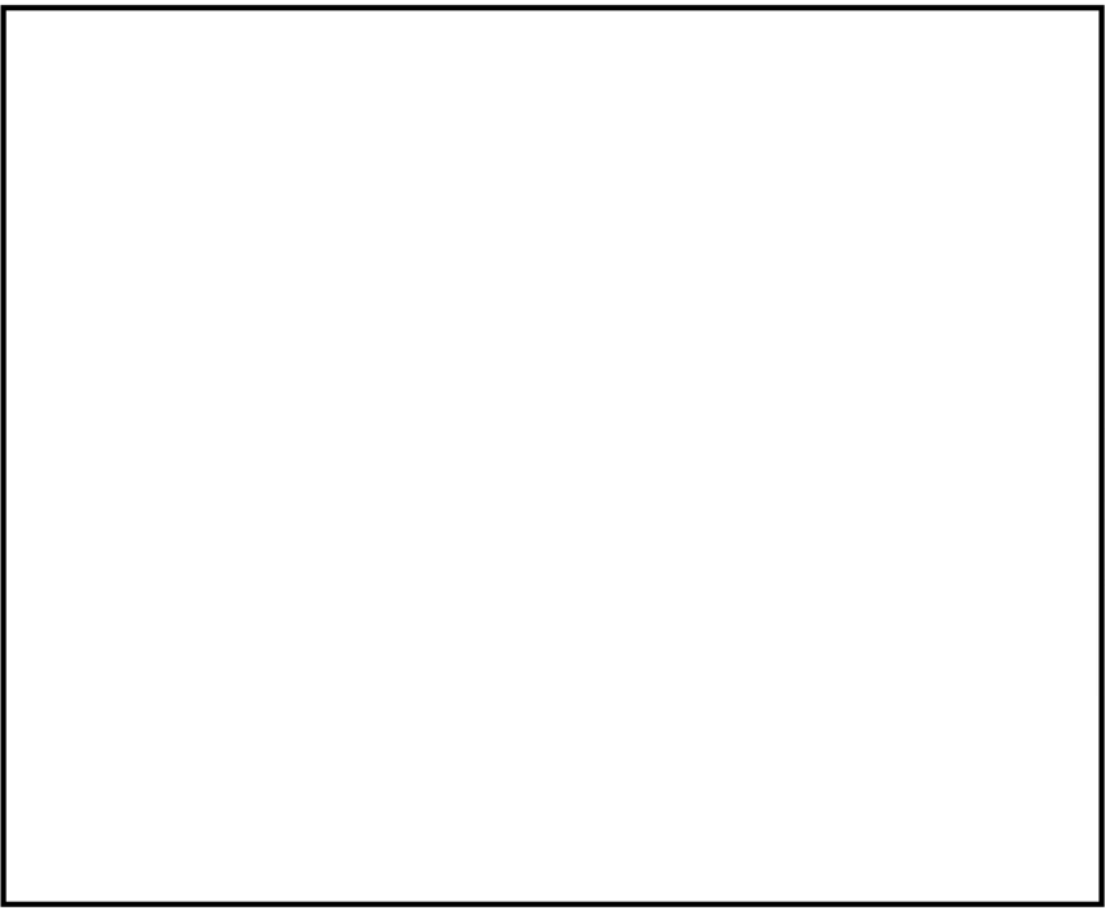
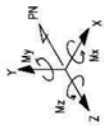


図 11 (2/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名	条
⊙	アング	
≡	レストレント	
≡	ロウレストレント	
≡	ネイルスチップ	
≡	ネイルカウチップ	
≡	スクリュー	
≡	コネクター	
≡	リフト	
≡	スライダ	
≡	ワイヤ	
≡	ワイヤ	

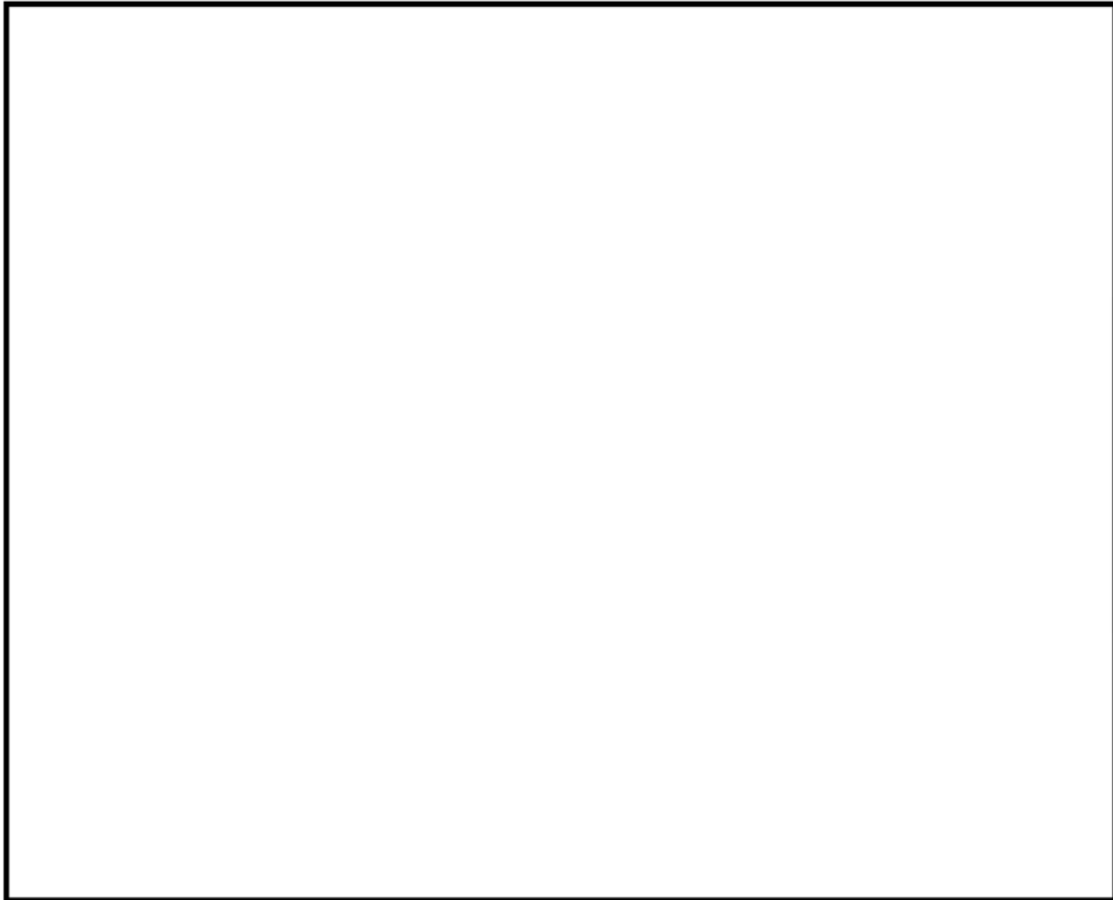
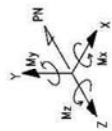


図 11 (3/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
①	アンカ
②	レストレスト
③	ロッドレストレスト
④	オイルスリーブ
⑤	スプリングスタンプ
⑥	スプリングハンダ
⑦	コンスタントハンダ
⑧	リジッドハンダ
⑨	スライズ
⑩	スライズレストレスト
⑪	ガイド
⑫	スプリット

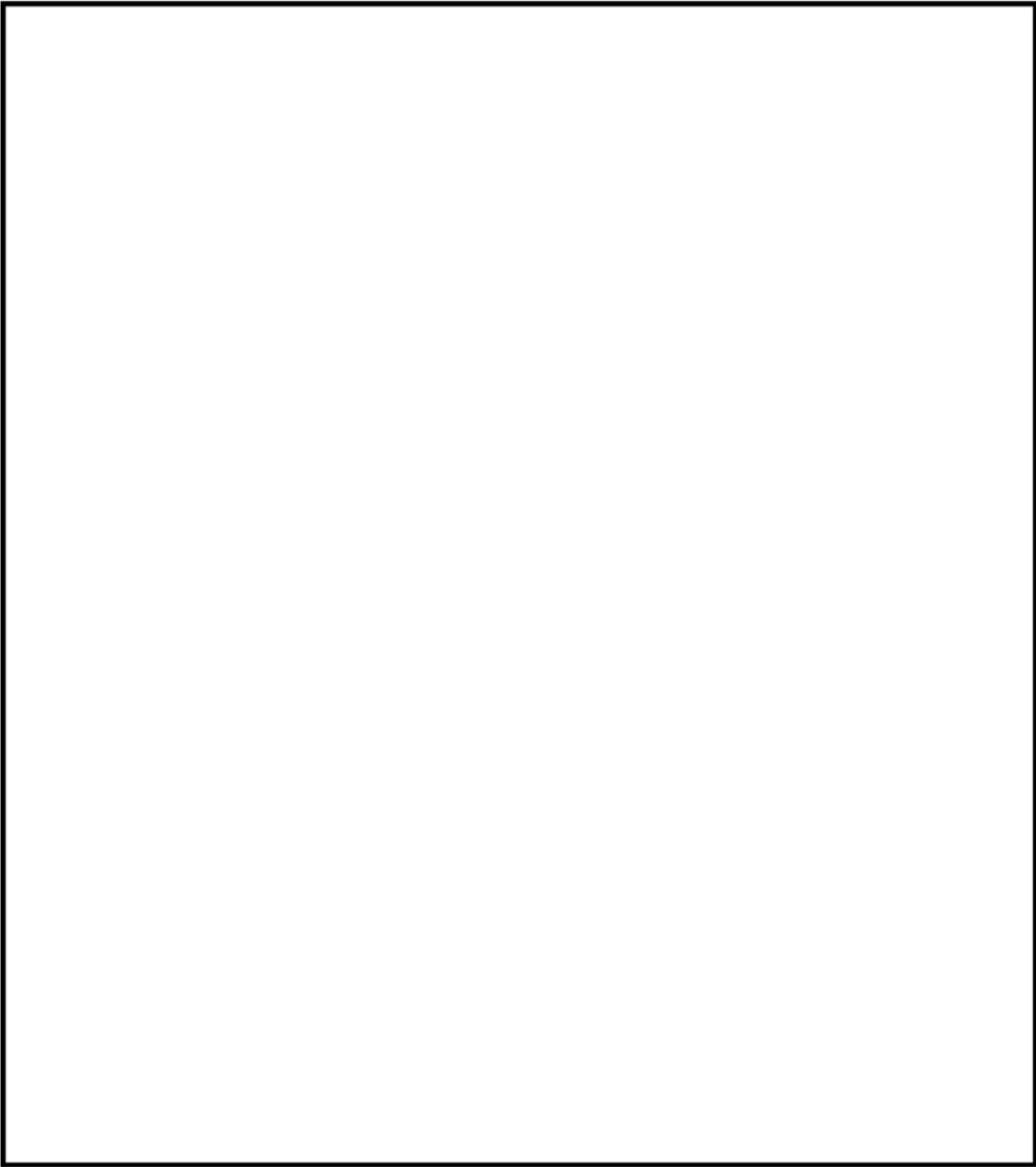
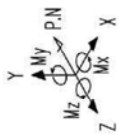


図 11 (4/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称	単位
ア	アンカ	
レ	レストレスト	
ロ	ロフトレストレスト	
オ	オイルスタップ	
エ	エカニカルスタップ	
ス	スプリングハンダ	
コ	コンスタントハンダ	
リ	リフトハンダ	
ス	スウェイブレス	
カ	キャップレストレスト	
ガ	ガイット	
フ	フスル	

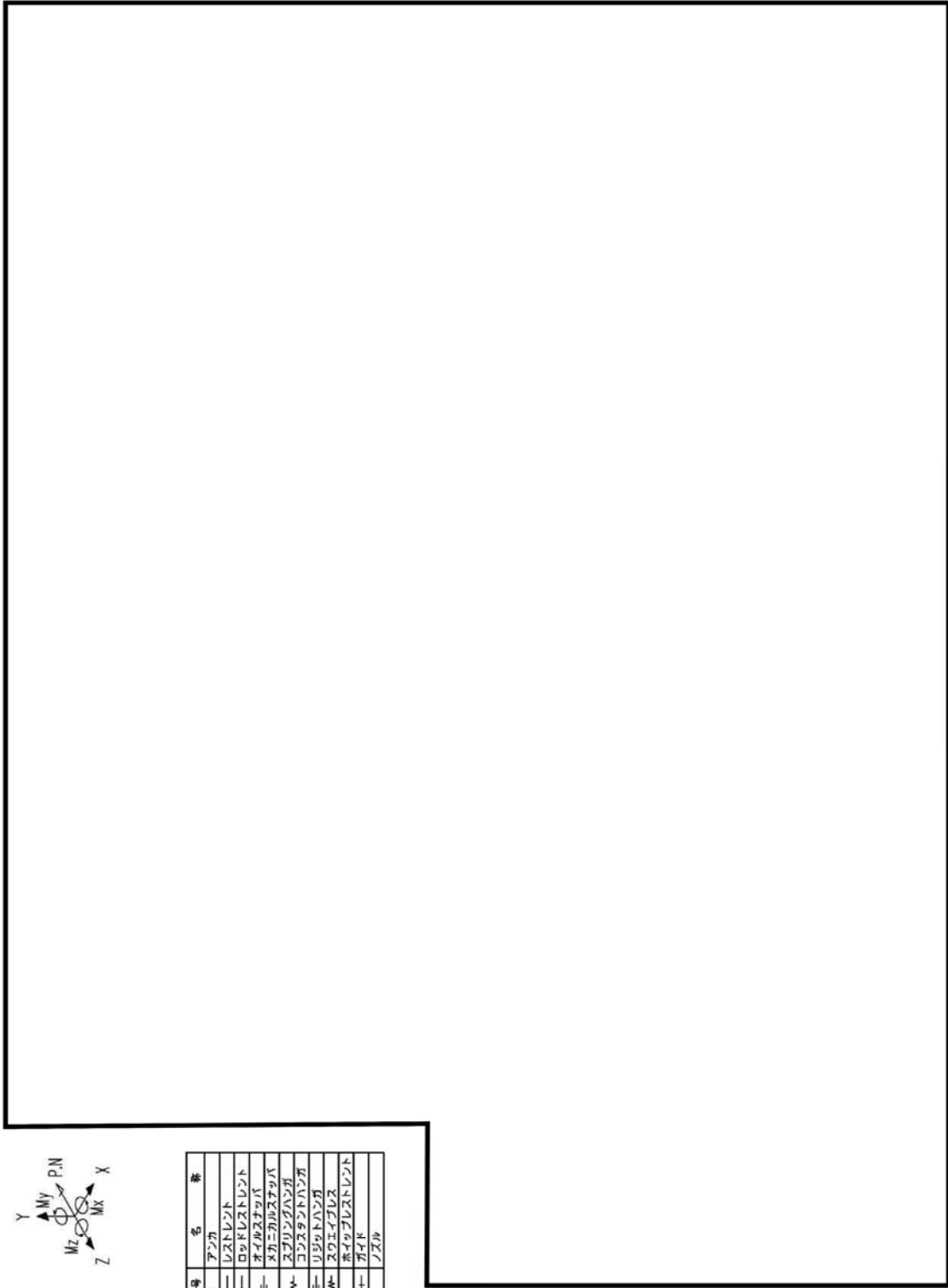
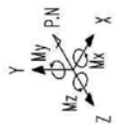


図 11 (5/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
●	ポンプ
≡	レストレイント
≡	ロッドレストレイント
≡	オイルスタップ
≡	スリニカメスタップ
≡	コンダクタハンガ
≡	リフトハンガ
≡	クワイブリス
≡	スプレッドレストレイント
≡	ガイド
≡	フスル

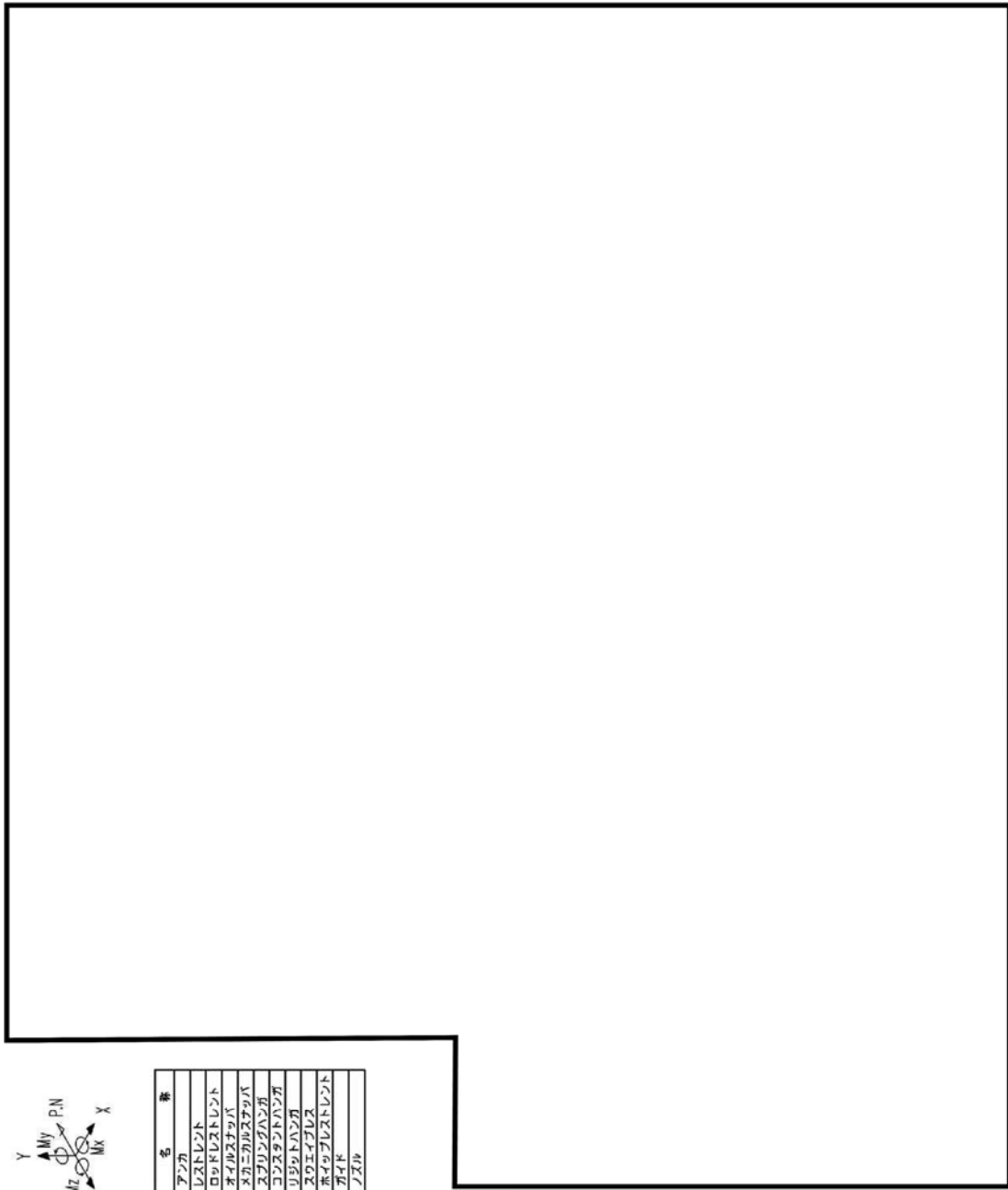
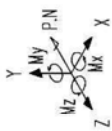


図 11 (6/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
●	アンカ
≡	レストレスト
≡	ロッドレストレスト
≡	オイルスタップ
≡	スリニカスチャッパ
≡	スプリングハンガ
≡	コンスタントハンガ
≡	リジッドハンガ
≡	スウェイゴリス
⊂	クイックレストレスト
≡	ガイド
⌋	フック

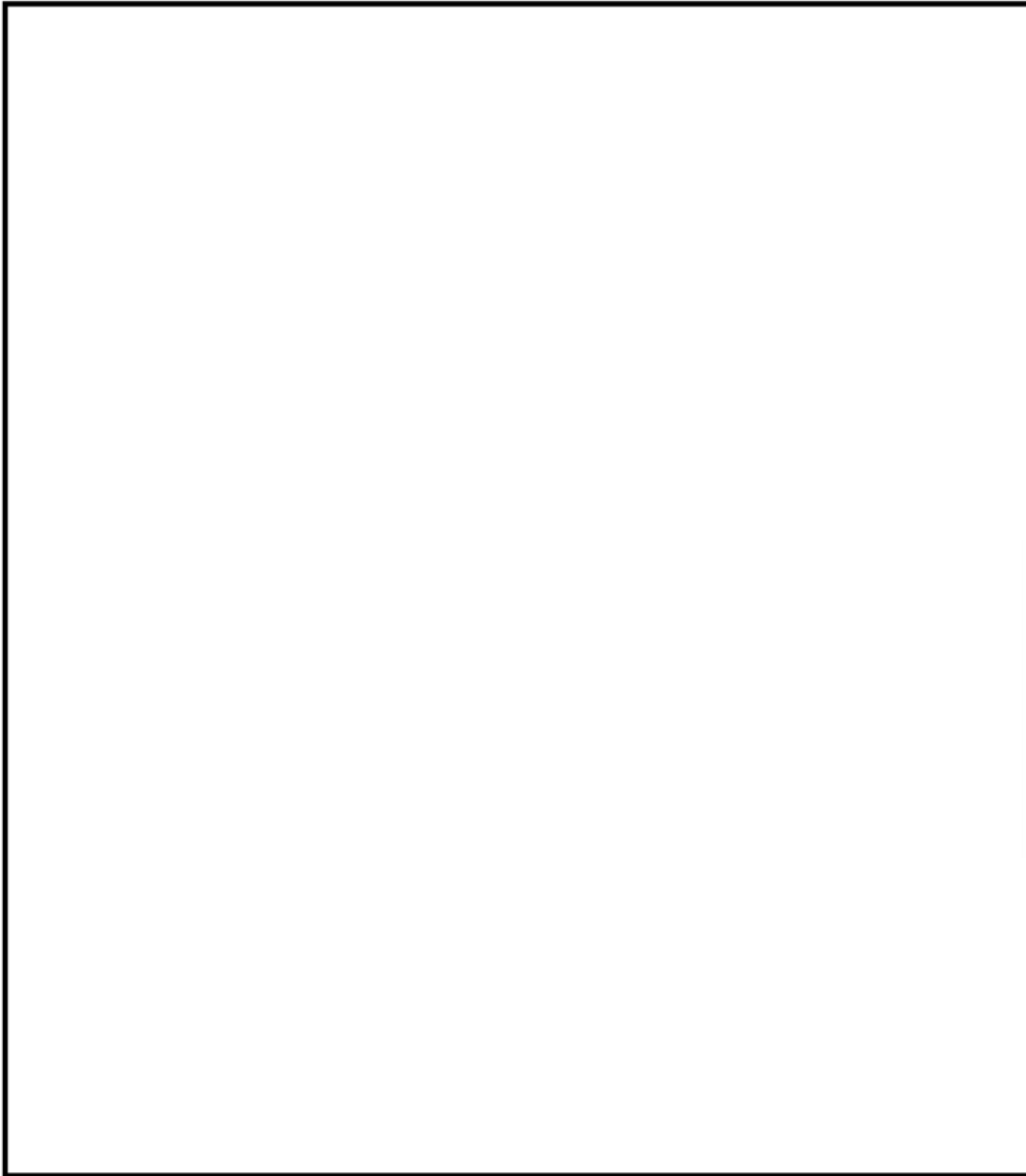
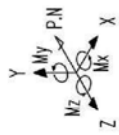


図 11 (7/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称
●	アンカ
≡	レストメント
≡	ロッドレストメント
≡	ボルトスナップ
≡	スリニカドスナップ
≡	スプリングハンダ
≡	コネクティングハンダ
≡	リフトハンダ
≡	スウェーブル
⊂	蒸気プレストレストメント
≡	ワイヤ
⌋	ノズル

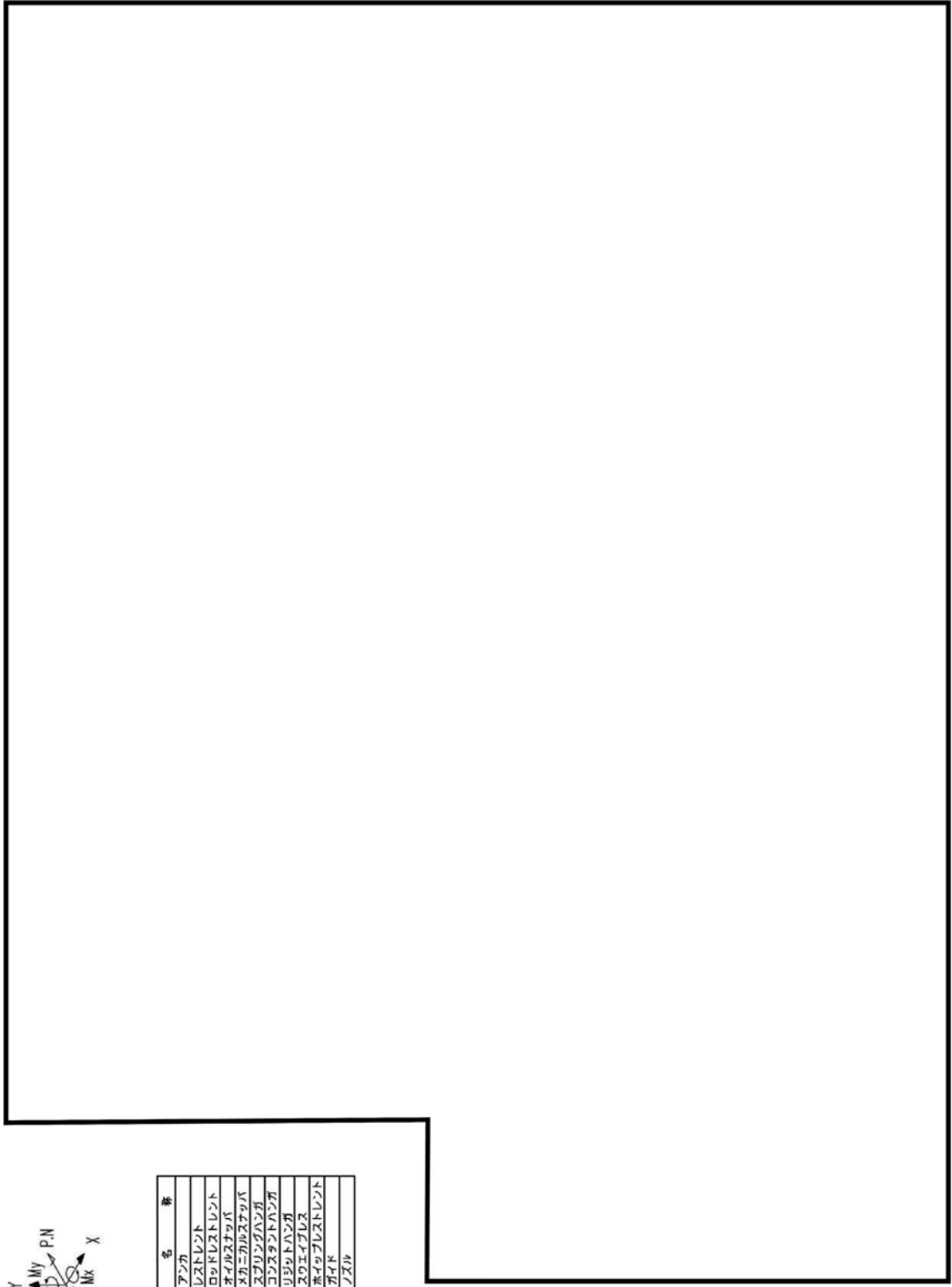
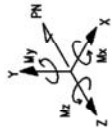
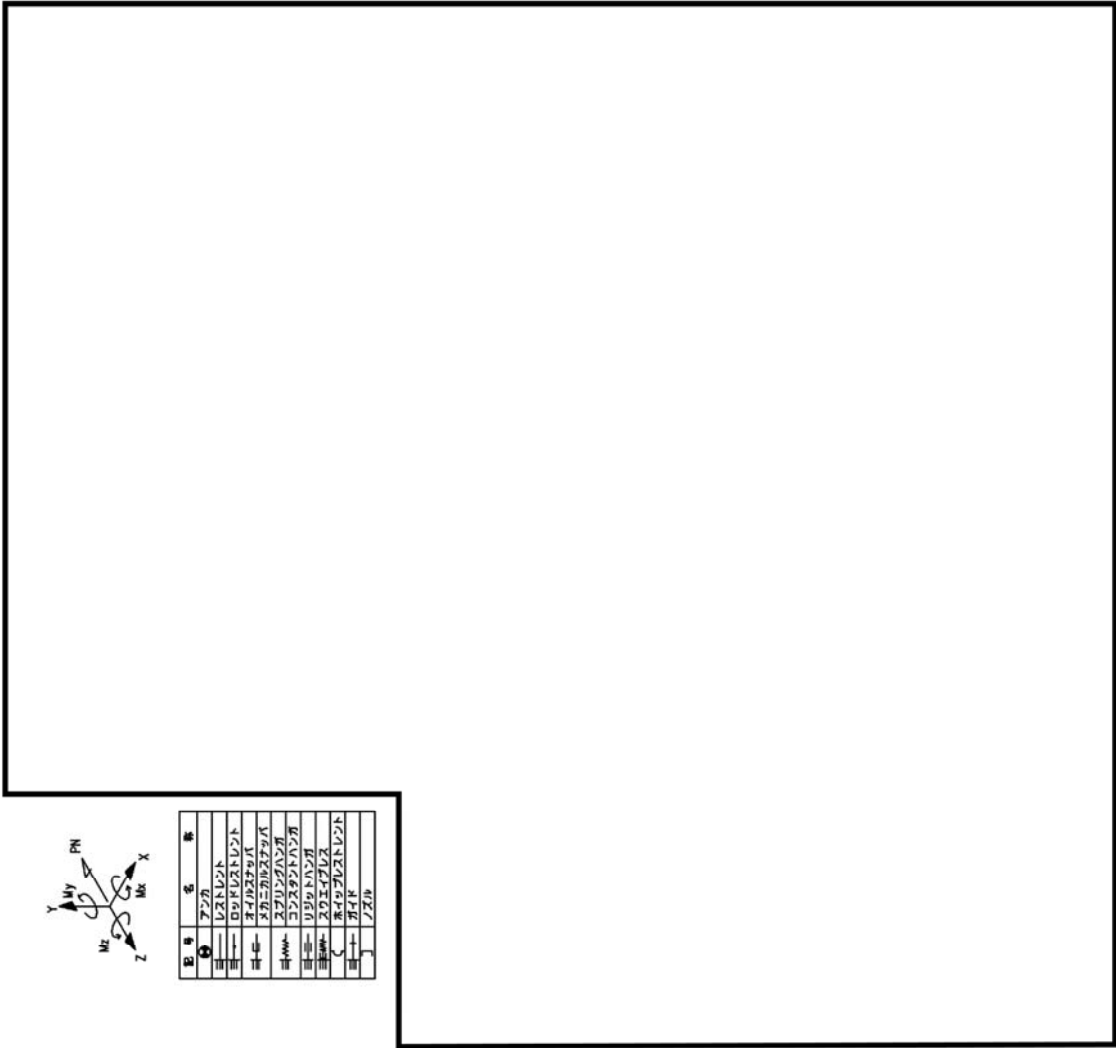
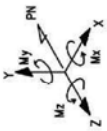


図 11 (8/8) 原子炉系 (蒸気部) 主配管アイソメ図



記号	名称	規格
①	アンカ	
②	レストレント	
③	ローレストレント	
④	ボルトジョイント	
⑤	ボルトジョイント	
⑥	スプリングハンダ	
⑦	コンダクタハンダ	
⑧	リベットハンダ	
⑨	スリットハンダ	
⑩	スリットハンダ	
⑪	レストレント	
⑫	ジョイント	
⑬	レストレント	

図 12 (1/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイソメ図



記号	名	数
	アソカ	
	レストレスト	
	ロッドレストレスト	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	
	スライズスライズ	



図 12 (2/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイソメ図



記号	名称
①	ファン
②	レストレスト
③	レストレストレスト
④	レストレストレスト
⑤	レストレストレスト
⑥	レストレストレスト
⑦	レストレストレスト
⑧	レストレストレスト
⑨	レストレストレスト
⑩	レストレストレスト
⑪	レストレストレスト
⑫	レストレストレスト
⑬	レストレストレスト
⑭	レストレストレスト
⑮	レストレストレスト
⑯	レストレストレスト
⑰	レストレストレスト
⑱	レストレストレスト
⑲	レストレストレスト
⑳	レストレストレスト
㉑	レストレストレスト
㉒	レストレストレスト
㉓	レストレストレスト
㉔	レストレストレスト
㉕	レストレストレスト
㉖	レストレストレスト
㉗	レストレストレスト
㉘	レストレストレスト
㉙	レストレストレスト
㉚	レストレストレスト
㉛	レストレストレスト
㉜	レストレストレスト
㉝	レストレストレスト
㉞	レストレストレスト
㉟	レストレストレスト
㊱	レストレストレスト
㊲	レストレストレスト
㊳	レストレストレスト
㊴	レストレストレスト
㊵	レストレストレスト
㊶	レストレストレスト
㊷	レストレストレスト
㊸	レストレストレスト
㊹	レストレストレスト
㊺	レストレストレスト
㊻	レストレストレスト
㊼	レストレストレスト
㊽	レストレストレスト
㊾	レストレストレスト
㊿	レストレストレスト

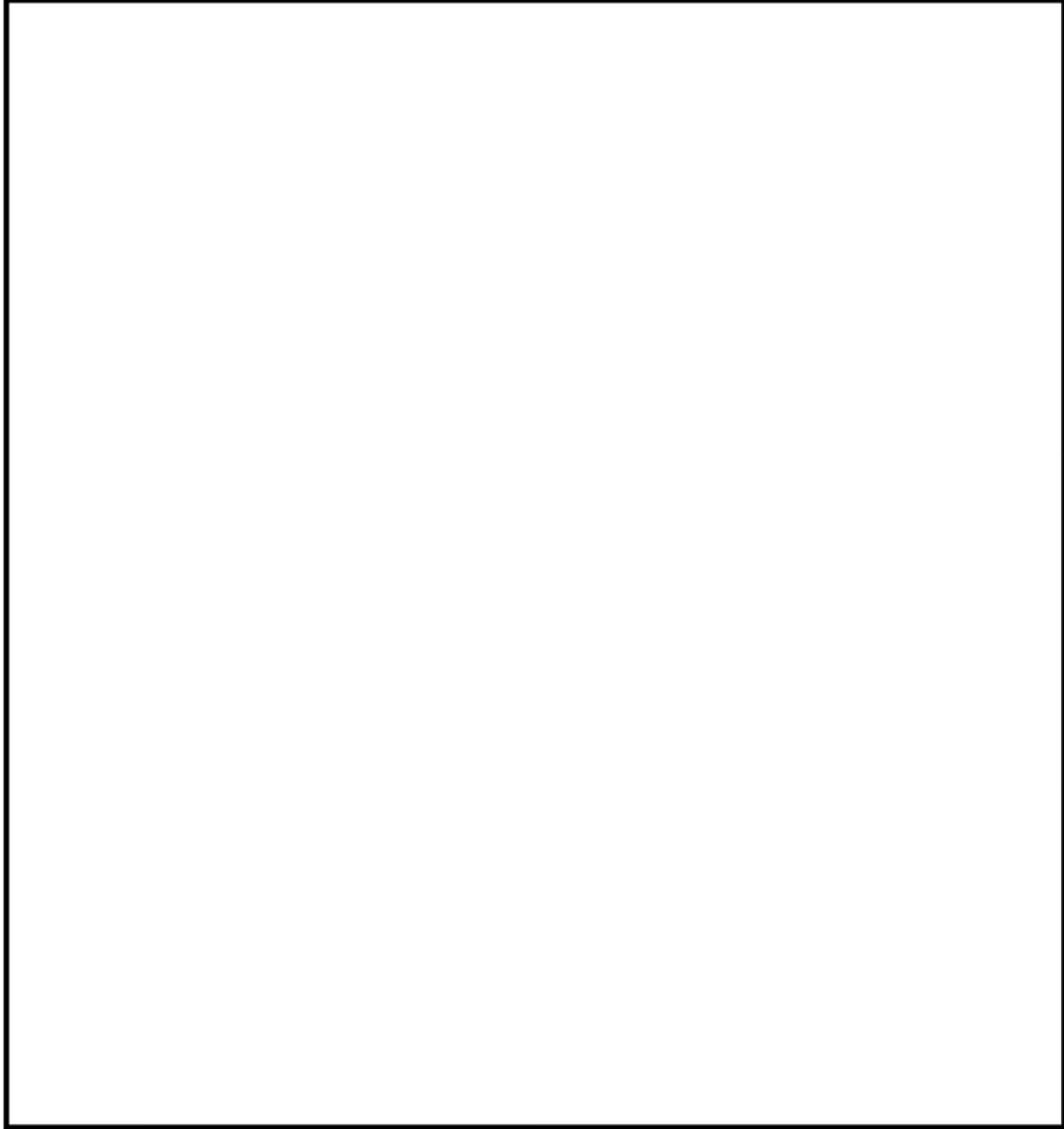
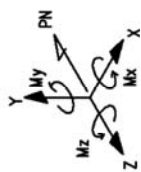


図 12 (3/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイコンメ図



記号	名称
⊕	アンカ
≡	レストレント
≡	ロッドレストレント
≡	オイルスタンプ
≡	スリニカルスタンプ
≡	スプリングハンダ
≡	コンスタントハンダ
≡	リゾットハンダ
≡	スクエイクレス
≡	ワイヤレストレント
≡	ワイヤ
≡	ノズル

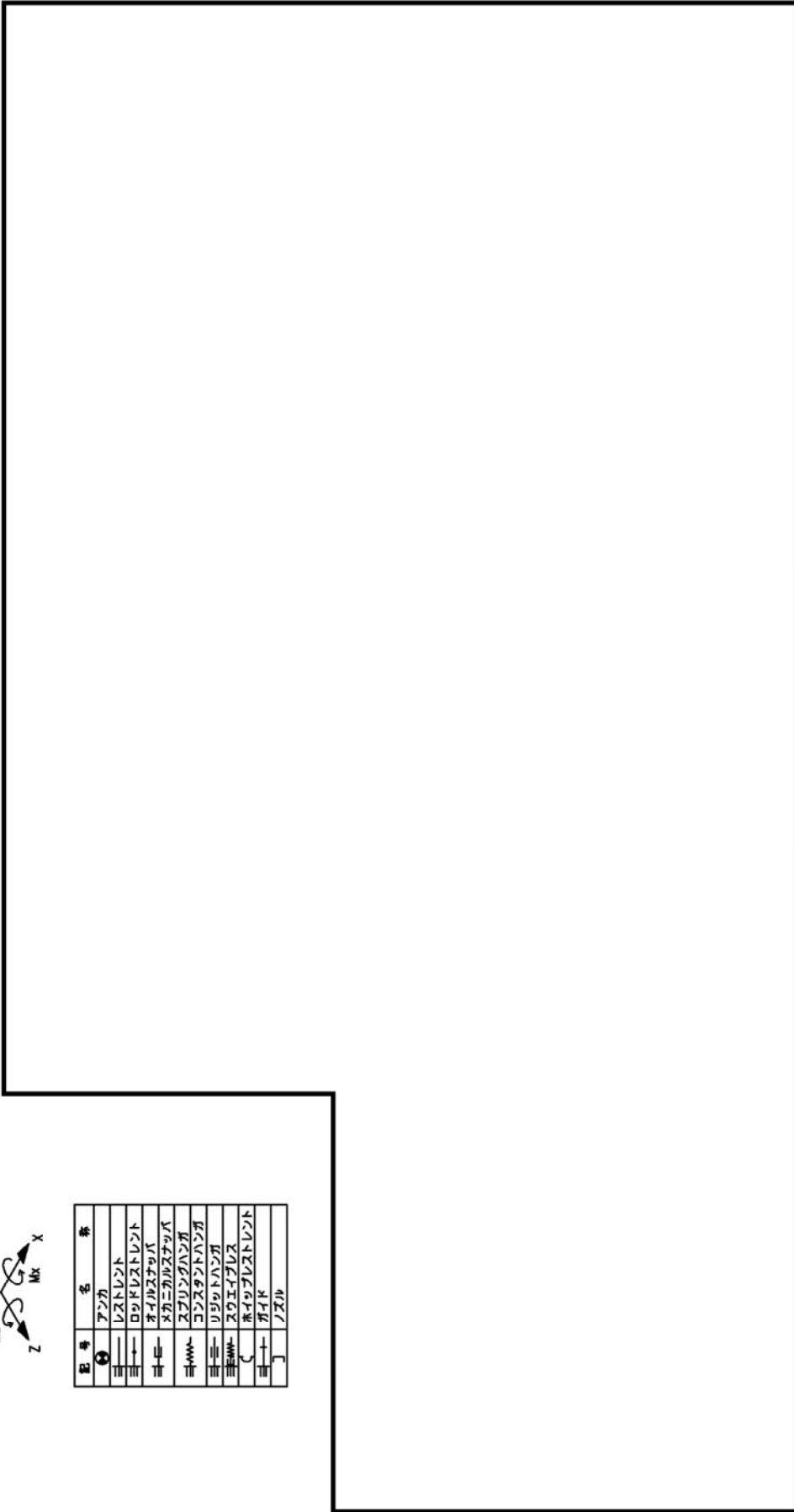
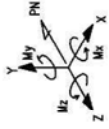


図 12 (4/4) 原子炉冷却材浄化系配管アイコンメ図



記号	記号名	名称
\odot	アツク	AN
\ominus	レストレイント	RE
\equiv	ロッドレストレイント	RO
\equiv	オイルスラッパ	SNO
\equiv	スプリングスラッパ	SNA
\equiv	スプリングハンガ	SH
\equiv	コンタクトハンガ	CH
\equiv	リフトハンガ	HL
\equiv	スライダスラッパ	SL
\subset	ワイヤレストレイント	FW
\equiv	ワイヤ	W
\sqcup	リム	R

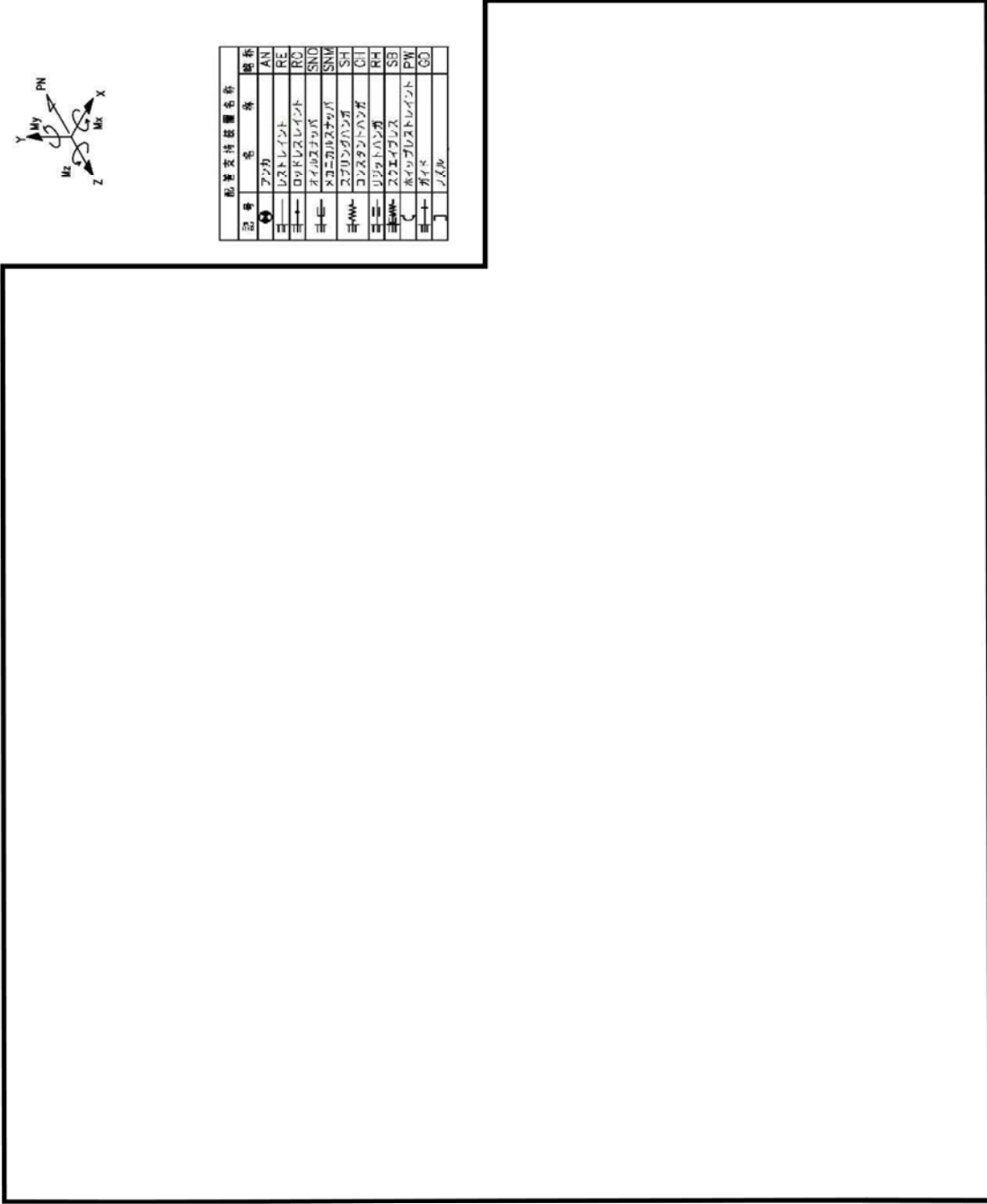
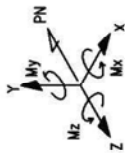
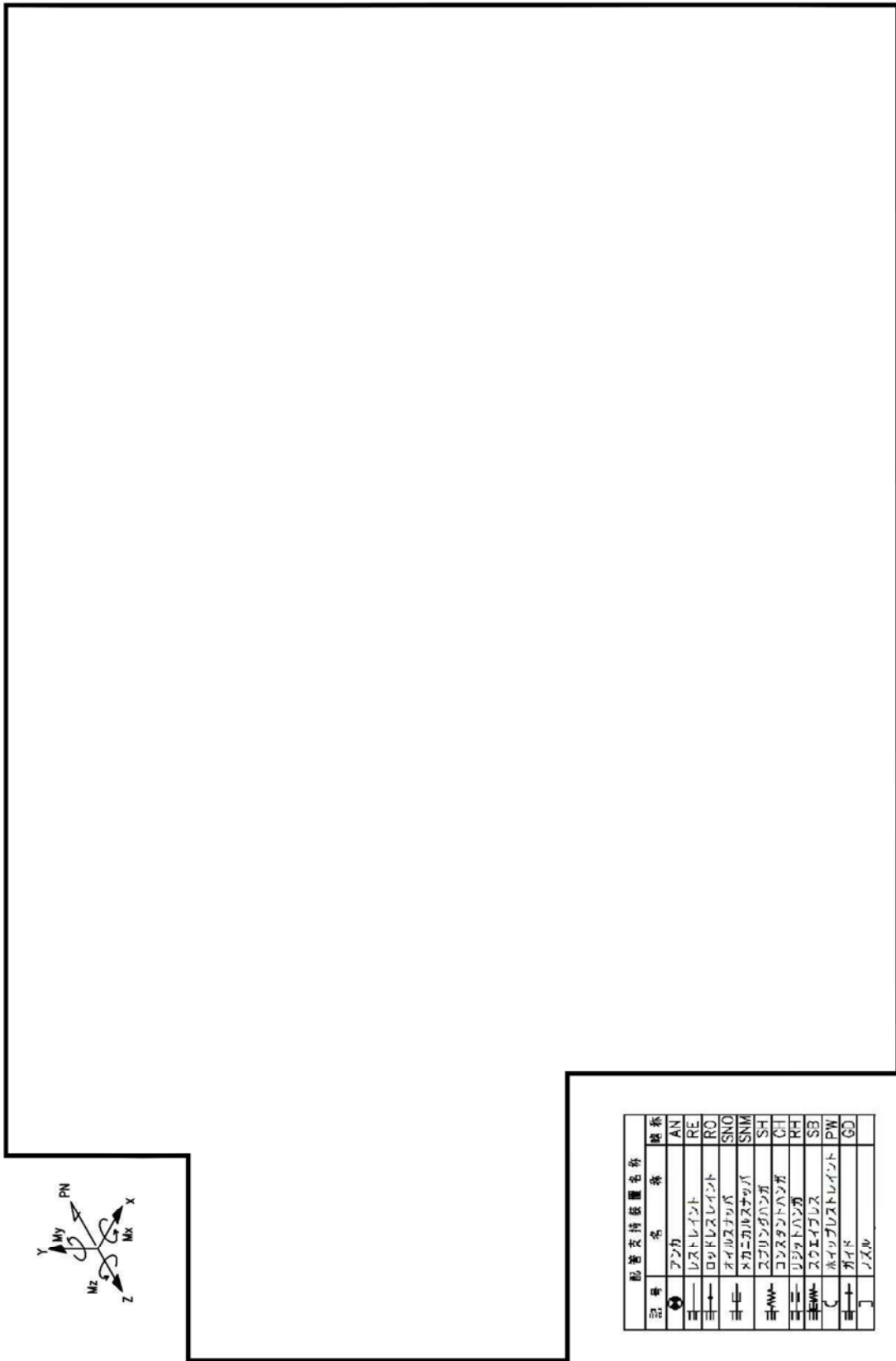


図 13 (1/2) 復水系 (高温・高圧環境以外) [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図



記号	記号名	記号名	継系
	アンカ	アンカ	AN
	レストレイント	レストレイント	RE
	ロッドレストレイント	ロッドレストレイント	RO
	オイルスリップ	オイルスリップ	SNO
	スリニカスリップ	スリニカスリップ	SNM
	スプリングハンダ	スプリングハンダ	SH
	コンタクトハンダ	コンタクトハンダ	CH
	リフトハンダ	リフトハンダ	RH
	スウエイブレス	スウエイブレス	SB
	ポイントレストレイント	ポイントレストレイント	PN
	ガイド	ガイド	GD
	ジョイント	ジョイント	J

図 13 (2/2) 復水系 (高温・高圧環境以外) [クラス 3-耐震 B クラス] アイソメ図

表 2 (1/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル 梁モデル評価			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル 梁モデル評価			備考		
				評価用地震	発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	発生応力		許容応力	評価
原子炉系 (蒸気部) [ドレン配管]	MS-17	クラス1	S	Ss	一次	601	364	X	291	364	O			
					一次+二次	1613	366	X	831	366	X			
				Sd	一次	413	274	X	225	274	O			
					一次+二次	993	366	X	556	366	X			
				Ss	一次	1031	364	X	144	364	O			
					一次+二次	2770	366	X	396	366	X			
	MS-19	クラス1	S	Sd	一次	649	274	X	102	274	O			
					一次+二次	1531	366	X	235	366	O			
				Ss	一次	765	363	X	150	363	O			
					一次+二次	1191	364	X	195	364	O			
				Sd	一次	493	182	X	113	182	O			
					一次+二次	648	364	X	121	364	O			
MSIV-10,13,14,16,19	クラス2	S	Ss	一次	205	380	O	-	-	-				
				一次+二次	350	364	O	-	-	-				
			Sd	一次	179	209	O	-	-	-				
				一次+二次	209	364	O	-	-	-				

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.4580であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0029であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

発生応力: 最大の応力評価点又は疲労評価点の値

表 2 (2/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震		必要最小肉厚モデル				測定データに基づく 60年時点肉厚モデル				備考		
						梁モデル評価		梁モデル評価		梁モデル評価		梁モデル評価				
						発生応力	許容応力	評価	許容応力	発生応力	許容応力	発生応力	許容応力			
原子炉系 (純水部)	FDW-1,2,3,4,9	クラス1	S	Ss	一次	364	○	364	—	—	—	—	—	—		
					一次+二次	366	○	366	—	—	—	—	—	—		
					一次	274	○	274	—	—	—	—	—	—		
		クラス2	S	Ss	一次+二次	366	○	366	—	—	—	—	—	—	—	
					一次	363	○	363	—	—	—	—	—	—	—	
					一次+二次	364	○	364	—	—	—	—	—	—	—	
	FDW-5,6,7,8,11	クラス1	S	Sd	一次	182	○	182	—	—	—	—	—	—	—	
					一次+二次	364	○	364	—	—	—	—	—	—	—	
					一次	89	○	364	—	—	—	—	—	—	—	
		クラス2	S	Ss	一次	100	○	364	—	—	—	—	—	—	—	
					一次+二次	103	○	366	—	—	—	—	—	—	—	
					一次	90	○	274	—	—	—	—	—	—	—	
FDW-13,14	クラス2	S	Sd	一次+二次	63	○	366	—	—	—	—	—	—	—		
				一次	94	○	363	—	—	—	—	—	—	—		
				一次+二次	133	○	364	—	—	—	—	—	—	—		
	クラス2	S	Ss	一次	81	○	182	—	—	—	—	—	—	—		
				一次+二次	84	○	364	—	—	—	—	—	—	—		
				一次	125	○	363	—	—	—	—	—	—	—		
給水系	クラス2	S	Sd	一次+二次	241	○	364	—	—	—	—	—	—	—		
				一次	107	○	182	—	—	—	—	—	—	—		
				一次+二次	130	○	364	—	—	—	—	—	—	—		
	クラス3	B	B	一次	104	○	229	○	—	—	—	—	—	—		
				一次+二次	89	○	201	○	—	—	—	—	—	—		
				一次	267	×	172	×	127	229	—	—	—	—		
FDW-19,21,27,29	クラス3	B	B	一次	291	×	172	×	130	229	—	—	—	—		
				一次+二次	179	○	229	○	—	—	—	—	—	—		
				一次	179	○	229	○	—	—	—	—	—	—		

○:最大応力評価点の値

表 2 (3/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
	C-01	クラス3	B	B	239	245	○	-	-	-	
	C-02	クラス3	B	B	204	245	○	-	-	-	
	C-03	クラス3	B	B	100	245	○	-	-	-	
	C-04	クラス3	B	B	100	245	○	-	-	-	
	C-05	クラス3	B	B	104	245	○	-	-	-	
	C-06	クラス3	B	B	115	245	○	-	-	-	
	C-07	クラス3	B	B	146	245	○	-	-	-	
	C-08	クラス3	B	B	147	245	○	-	-	-	
	C-09	クラス3	B	B	108	245	○	-	-	-	
	C-10	クラス3	B	B	158	206	○	-	-	-	
	C-11	クラス3	B	B	159	206	○	-	-	-	
	C-12	クラス3	B	B	91	224	○	-	-	-	
	C-13	クラス3	B	B	114	245	○	-	-	-	
	C-14	クラス3	B	B	112	245	○	-	-	-	
	C-23	クラス3	B	B	138	245	○	-	-	-	
	C-26	クラス3	B	B	86	206	○	-	-	-	
	C-36	クラス3	B	B	200	224	○	-	-	-	
	3B-C-113	クラス3	B	B	191	206	○	-	-	-	
	HD-24	クラス3	B	B	108	205	○	-	-	-	
	HD-25	クラス3	B	B	231	205	×	85	205	○	
	HD-26	クラス3	B	B	173	205	○*1	57	205	○	

*1:モデル内のサポート補強を要するため、60年時点肉厚(サポート補強有り)による評価を実施する。

○:最大応力点の値

表 2 (4/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考			
					梁モデル評価			梁モデル評価						
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価				
原子炉系 (蒸気部) 【主配管】	MS-B	クラス1	S	一次 一次+二次	-	-	-	317	345	○				
								829	345	×				
								疲労累積係数=0.9249 ^{*1}						
								236	258	○				
		クラス2	S	一次+二次	-	-	-	-	489	345	×			
									疲労累積係数=Ssに包含される					
		クラス2	S	一次 一次+二次	Ss	-	-	-	90	380	○			
									51	418	○			
									82	209	○			
									33	418	○			
原子炉冷却材浄化 系 CU-PD-9		クラス1	S	一次 一次+二次	-	-	-	333	414	○	最大応力点			
								1015	354	×	最大応力点 (SUS)			
								疲労累積係数=0.7408 ^{*2}						
								828	414	×	最大応力点 (CS)			
		クラス1	S	一次	Sd	-	-	-	228	310	○	最大応力点		
									563	354	×			
		クラス1	S	一次+二次	Sd	-	-	-	疲労累積係数=Ssに包含される					
									503	414	×	最大応力点 (CS)		
									疲労累積係数=Ssに包含される					
												○		

*1: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*2: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中主 C1-適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0085であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

*3: 配管減肉を考慮した60年時点肉厚を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0462であり、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る。

○: 最大の応力点又は疲労評価の値

表 2 (5/5) 東海第二発電所 配管内面の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価結果一覧

系統分類	ライン (配管モデル名)	機器クラス 区分	耐震 クラス	評価用地震	必要最小肉厚モデル			測定データに基づく 60年時点肉厚モデル			備考
					梁モデル評価			梁モデル評価			
					発生応力	許容応力	評価	発生応力	許容応力	評価	
復水系 (安全重要度クラス3 の高温・高圧環境 以外)	C-15	火力*1	B	B	1056	237	x	121	237	○	
	C-16	火力*1	B	B	259	311	○*2	88	311	○	
	C-17	火力*1	B	B	171	311	○	-	-	-	
	C-18	クラス3/火力*1	B	B	415	311	x	132	311	○	
	C-19	クラス3	B	B	109	233	○	-	-	-	
	C-20	クラス3	B	B	135	231	○	-	-	-	
	C-21	クラス3	B	B	317	311	x	131	311	○	
	C-22	クラス3	B	B	292	311	○	-	-	-	
	C-34	クラス3	B	B	180	231	○	-	-	-	
	C-35	クラス3/火力*1	B	B	470	233	x	68	233	○	
	C-39	火力*1	B	B	6662*3	233	x	227	233	○	
	C-WSN	火力*1	B	B	170	233	○	-	-	-	
	MUW-172-06	クラス3	B	B	144	188	○	-	-	-	

*1:火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス3として評価した。

*2:モデル内のサポート容量変更を要するため、60年時点肉厚による評価を実施する。

*3:当該部は、他のモデルと比較すると必要最小肉厚が薄く断面係数が小さい。また、管台形状であることから発生応力が高くなった。

黄色背景:最大応力点の値

表 3 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の 60 年時点肉厚における疲労累積係数の算出結果

系統	主蒸気系	配管モデル名	MS-17	評価点No.	118				
(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果									
No.	串条毎の組合せ		ピーク応力 MPa	一次・二次 応力 MPa	K _e 係数	繰返し ピーク応力 (ヤング係数修正前) MPa	繰返し ピーク応力 (ヤング係数修正後) MPa	繰返し回数	疲労累積係数
	名称	No.							
	番号	運転温度(°C)	Sp	Sn	K _e	SL	SL'	ni	U
	始点	始点	MPa	MPa	—	MPa	MPa	実回数	大気中
	終点	終点						許容回数	
1									
2									
3									
4									
5									
6									
7									
8									
9									
10									
11									
12									
13									
14									
15									
16									
17									
18									
19									
20									
21									
22									
23									
24									
25									
26									
27									
疲労累積係数総合計									0.4580

(2) 地震による疲労評価の計算パラメータ及び結果											
No.	串条毎の組合せ		ピーク応力 MPa	一次・二次 応力 MPa	K _e 係数	繰返し ピーク応力 (ヤング係数修正前) MPa	繰返し ピーク応力 (ヤング係数修正後) MPa	繰返し回数	疲労累積係数		
	名称	No.									
	番号	運転温度(°C)	Sp	Sn	K _e	SL	SL'	ni	U		
	始点	始点	MPa	MPa	—	MPa	MPa	実回数	—		
	終点	終点						許容回数			
—			568	556	1.80	501	182840	320	0.3132		
—			831	831	2.20	915	182840	70	0.3256		

原子炉系（蒸気部）ドレン配管の 60 年時点肉厚における疲労累積係数の算出過程

(1) 評価仕様

- ① 原子炉系（蒸気部）ドレン配管のクラス区分はクラス 1 管に該当することから、JEAG4601-1987 6.3.3 項 管の許容応力に基づき、地震動のみによる疲労累積係数に通常運転時における疲労累積係数を加えて評価する。

なお、疲労累積係数の算出には、これまでの測定データに基づき想定した 60 年時点の肉厚による一様減肉を仮定した評価モデルを用いて算出する。

疲労累積係数の算出に用いる配管仕様を表 1 に示す。

表 1 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の配管仕様

項目	単位	評価対象配管	
		原子炉系（蒸気部）ドレン配管	
		評価点 118	
		主管	分岐管
配管口径 Do	mm		
配管肉厚 t	mm	() *1	() *1
材質	—	STPT42	
縦弾性係数	MPa	182840*2	
最高使用圧力	MPa	8.62	
最高使用温度	℃	302	
設計応力強さ (Sm)	MPa	122*3	

*1：() 内の数値は減肉前の公称肉厚を示す

*2：設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

*3：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

(2) 算出過程

① 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数の算出過程を以降に示す。

なお、ここでは疲労累積係数の算出ケースのうち、疲労累積係数が最も大きい基準地震動 S_s による算出過程を示す。

算出に用いた諸元を表2に示す。

表2 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の諸元

記号	諸元	単位	説明
JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説より			
Z_r		mm ³	主管の断面係数
Z_b		mm ³	分岐管の断面係数
C_{2r}	3.48	—	主管の応力係数
K_{2r}	1.00	—	主管の応力係数
C_{2b}	3.48	—	分岐管の応力係数
K_{2b}	1.00	—	分岐管の応力係数
S_n	—	MPa	一次＋二次応力変動値
S_p	—	MPa	ピーク応力強さ
S_l	—	MPa	繰り返しピーク応力強さ
M_{rs}		N・mm	主管の地震のみによる慣性力と相対変位により生ずるモーメントの全振幅
M_{bs}		N・mm	分岐管の地震のみによる慣性力と相対変位により生ずるモーメントの全振幅
K	—	—	S_p / S_n
K_e	—	—	K_e 係数
設計・建設規格 第4章 添付4-2より			
S_l'	—	MPa	繰り返しピーク応力強さ（縦弾性係数補正後）
E	1.82840E+05	MPa	材料の使用温度における縦弾性係数
S_a	—	MPa	任意の点の繰り返しピーク応力強さ
N_a	—	—	S_a に対応する許容繰り返し回数
S_1	—	MPa	（表 添付4-2-1）中の S_a より低く、かつ、最も近い繰り返しピーク応力強さ
S_2	—	MPa	（表 添付4-2-1）中の S_a より高く、かつ、最も近い繰り返しピーク応力強さ
N_1	—	—	S_1 に対応する許容繰り返し回数
N_2	—	—	S_2 に対応する許容繰り返し回数

注：諸元欄の“—”は計算結果を参照

② 基準地震動 S_s による疲労累積係数の算出過程

➤ 一次+二次応力を算出する。

JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説(6)

“a. 管台及び突合せ溶接式テーパー”より

$$\begin{aligned}
 S_n &= \frac{C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} + \frac{3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} \\
 &= \boxed{} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ ピーク応力強さを算出する。

JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説(8)

“a. 管台及び突合せ溶接式テーパー”より

$$\begin{aligned}
 S_p &= \frac{K_{2b} \cdot C_{2b} \cdot M_{bs}}{Z_b} + \frac{K_{2r} \cdot C_{2r} \cdot M_{rs}}{Z_r} \\
 &= \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} + \frac{1.0 \times 3.48 \times \boxed{}}{\boxed{}} \\
 &= \boxed{} \rightarrow 831 \text{ MPa}
 \end{aligned}$$

➤ 繰り返しピーク応力強さを算出する。

JEAG4601-1984 2.2.1項 第1種管の許容応力の解説(7)より

$$S_l = \frac{K_e \cdot S_p}{2} \dots A$$

A式の K_e 係数を算出する。

設計・建設規格 PVB-3315 簡易弾塑性評価方法 (2) より

$$K = \frac{S_p}{S_n} = \frac{831}{831} = 1.0$$

$$B_0 = 2.59$$

よって、 $K < B_0$ となる。

$$\frac{S_n}{3S_m} = \frac{831}{366} = 2.270 \dots \textcircled{1}$$

表 PVB-33.5-1 より

材料の種類	炭素鋼
q	3.1
A _o	0.66
B _o	2.59

a. $K < B_0$ のとき

$$\begin{aligned} & \frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q - 1)}}{2A_0} \\ &= \frac{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.0} - 1\right) - \sqrt{\left(3.1 + \frac{0.66}{1.0} - 1\right)^2 - 4 \times 0.66(3.1 - 1)}}{2 \times 0.66} \\ &= 1.0 \quad \dots \quad \textcircled{2} \end{aligned}$$

①式 \geq ②式より (b) の K_e 式を使用する。

$$\begin{aligned} \text{(b) } K_e = K_e' &= 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n}\right) && \text{(PVB - 84)式} \\ &= 1 + (3.1 - 1) \left(1 - \frac{366}{831}\right) \\ &= 2.17509 \dots \rightarrow 2.20 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} S_l &= \frac{K_e \cdot S_p}{2} \\ &= \frac{2.20 \times 831}{2} \\ &= 914.1 \rightarrow 915 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正前}) \end{aligned}$$

➤ 設計疲労線図より許容繰返し回数を算出する。
設計・建設規格 第4章 添付 4-2 より

繰返しピーク応力強さの縦弾性係数による補正

(E は使用温度である 302°C の値)

$$\begin{aligned} E &= 1.82840\text{E} + 05 \\ S_l' &= \frac{2.07\text{E} + 05}{E} \cdot S_l \\ &= \frac{2.07\text{E} + 05}{1.82840\text{E} + 05} \times 915 \\ &= 1035.90571 \dots \rightarrow 1035.906 \text{ MPa} \quad (\text{縦弾性係数補正後}) \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 N_a &= N_2 \times \left(\frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{1}{\log S_2/S_1} \cdot \frac{S_2/S_d}{S_1}} \\
 &= 2.00E + 02 \times \left(\frac{5.00E + 02}{2.00E + 02} \right)^{(\log(1069/1035.906) / \log(1069/724))} \\
 &= 215.3493 \quad \rightarrow \quad 215
 \end{aligned}$$

➤ 疲労累積係数（UF）を算出する。

$$\begin{aligned}
 UF_{160} &= \frac{\text{地震繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} = \frac{160^{*1}}{215} \\
 &= 0.744186 \dots \quad \rightarrow \quad 0.7442
 \end{aligned}$$

*1：地震繰返し回数の160回は、工事計画認可において、一律に設定する等価繰返し回数として設定したものである。

工事計画認可では、一律に設定する等価繰返し回数を用いた地震動による疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計が許容値1を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いて地震動による疲労累積係数を算出し評価するとしている。

このため、通常運転時の疲労累積係数0.4580と足し合わせると許容値1を超えるため、当該配管の等価繰返し回数に裕度を考慮した70回を個別に設定する繰返し回数と設定し、地震動による疲労累積係数を算出する。

$$\begin{aligned}
 UF_{70} &= \frac{\text{地震繰返し回数}}{\text{許容繰返し回数}} = \frac{70}{215} \\
 &= 0.325581 \dots \quad \rightarrow \quad 0.3256
 \end{aligned}$$

(3) 評価結果

原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数を表3に示す。
 評価の結果、疲労累積係数は許容値1を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表3 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の60年時点肉厚における疲労累積係数

	地震動による 疲労累積係数	通常運転時の 疲労累積係数	合計	許容値
S _d 地震時	0.3132 ^{*2}	0.4580 ^{*4}	0.7712	1以下 ^{*1}
S _s 地震時	0.3256 ^{*3}	0.4580 ^{*4}	0.7836	

- *1：JEAG4601に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する。なお、地震動による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、工事計画認可と同様、一律に設定する等価繰返し回数を用いた地震動による疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計が許容値1を超える場合は、個別に設定する等価繰返し回数を用いて地震動による疲労累積係数を算出し評価する
- *2：弾性設計用地震動 S_d による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した320回を用いた
- *3：基準地震動 S_s による疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、個別に設定する等価繰返し回数を用いており、裕度を考慮した70回と設定した
- *4：本配管は、原子炉起動時及び停止時のみ通気する配管であるが、肉厚測定結果より得られる1年あたりの減肉量から推定した60年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から2011年3月までは運転実績時間、2011年3月から60年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚による60年時点の通常運転時の疲労累積係数である

(4) 評価における保守性について

① 通常運転時の疲労累積係数算出における保守性

実際の配管内面の腐食（流れ加速型腐食）による減肉は、運転開始から徐々に進展していくものであり、疲労累積係数もその減肉傾向に沿って蓄積されるものであるが、本評価においては、想定した60年時点肉厚を運転開始から適用することで、実際よりも高い疲労累積係数を用いて評価している。公称肉厚による通常運転時の疲労累積係数との比較を表4に示す。

表4 肉厚の違いによる通常運転時の疲労累積係数の比較

	原子炉系（蒸気部）ドレン配管
公称肉厚	0.0125
60年時点肉厚	0.4580

60年時点肉厚を想定する際に考慮する将来の運転時間は、2016年11月時点の中長期運転保守計画に基づき、次回起動日（2020年9月）以降から60年時点までの運転日数を用いており、 $420日 \times 12 \text{ サイクル} + 316日 = 5,356日$ としている。

一方、現在社内検討している次回起動日及び将来の設備利用率を80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・2021年3月末まで停止、暫定で同年3月31日起動想定
- ・60年時点までの日数は6,452日であることから、設備利用率80%の場合は、
運転日数 = $6,452 \times 80\% = 5,162日$

上記より、60年時点肉厚の想定に用いた次回起動日（2020年9月）以降の運転日数は、将来の設備利用率を80%とした計画より大きな設定となっている。

したがって、60年時点肉厚における疲労累積係数は十分な保守性を有している。

(5) 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の個別に設定する等価繰返し回数（70回）の算出

一律に設定する等価繰返し回数による基準地震動 S_S の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数の合計値が許容値1を上回る。

このため、当該配管における個別に設定する等価繰返し回数を設定して評価を行うにあたり、70回の算出過程を以下に示す。

なお、等価繰返し回数の算出に用いる評価手法等は基準地震動 S_S による一律に設定する等価繰返し回数及び別紙2に示す東北地方太平洋沖地震による影響評価を行う際に実施した等価繰返し回数の算出に用いた方法と同様の手法を用いて実施した。

① 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の質点位置

等価繰返し回数を算出するにあたり、原子炉系（蒸気部）ドレン配管の重心位置及びサポートの取付構造物、図14に示す原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデルにおいて最も近い位置の質点番号における、等価繰返し回数を算定する。

＜原子炉系（蒸気部）ドレン配管＞

・重心位置：EL. 17.568m

・サポートの取付構造物：原子炉本体の基礎

② 原子炉系（蒸気部）ドレン配管の等価繰返し回数

上記より、図14の解析モデルにおいて設定した質点で一番近傍である質点番号39（原子炉本体の基礎、EL. 19.856m）における等価繰返し回数とする。

等価繰返し回数にあたっては、当該配管の減衰定数である2.0%を考慮し、基準地震動 S_S 8波の各地震動における水平方向（NS, EW方向）及び鉛直方向（UD方向）の各方向を算出しており、各方向の最大値を保守的に丸めた回数を用いる。

当該配管の基準地震動 S_S における等価繰返し回数は、表4に示すとおり最大値である S_S -D1・EW方向の61回を保守的に丸めた70回となる。

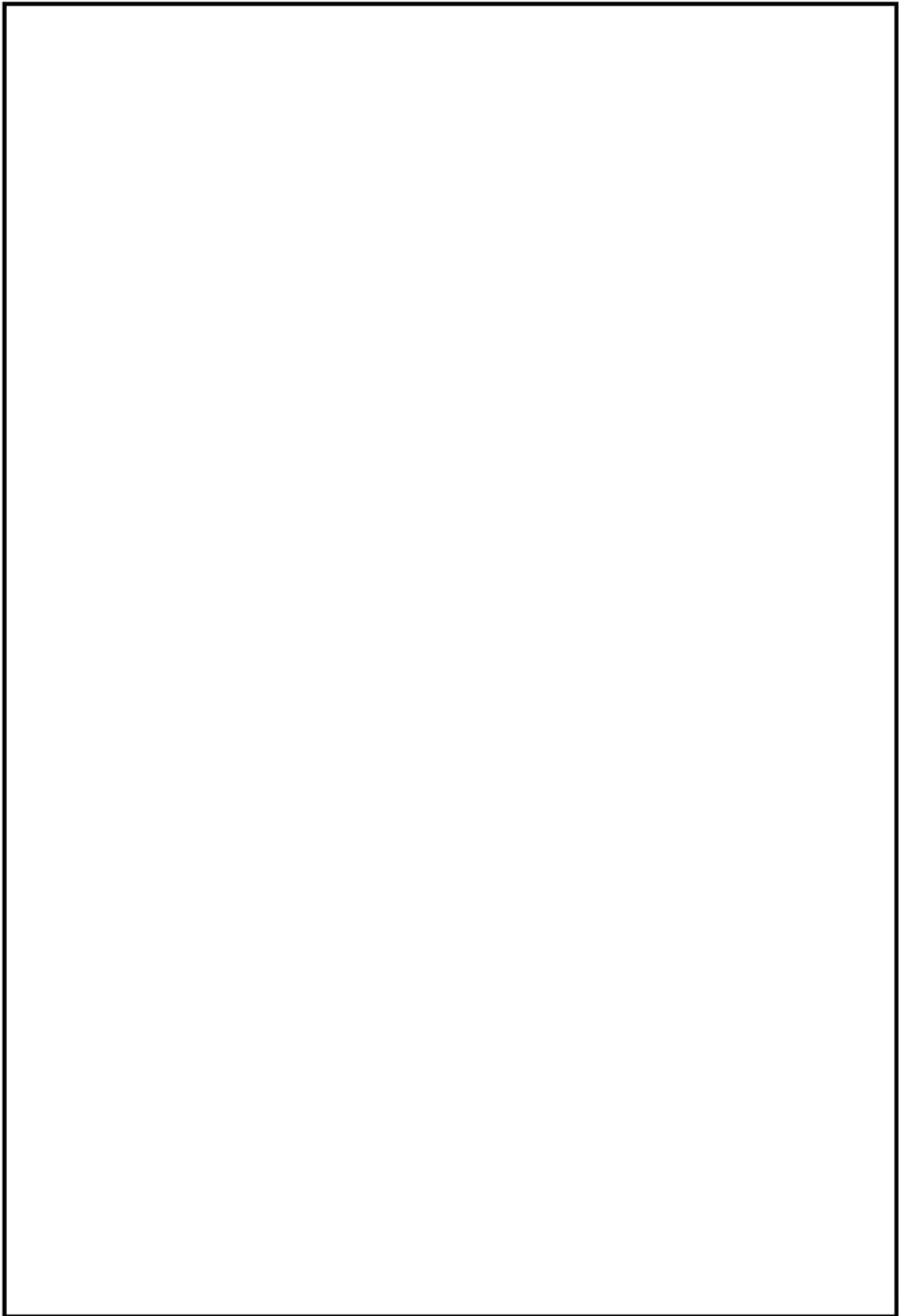


図 14 (1/2) 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル (水平方向)

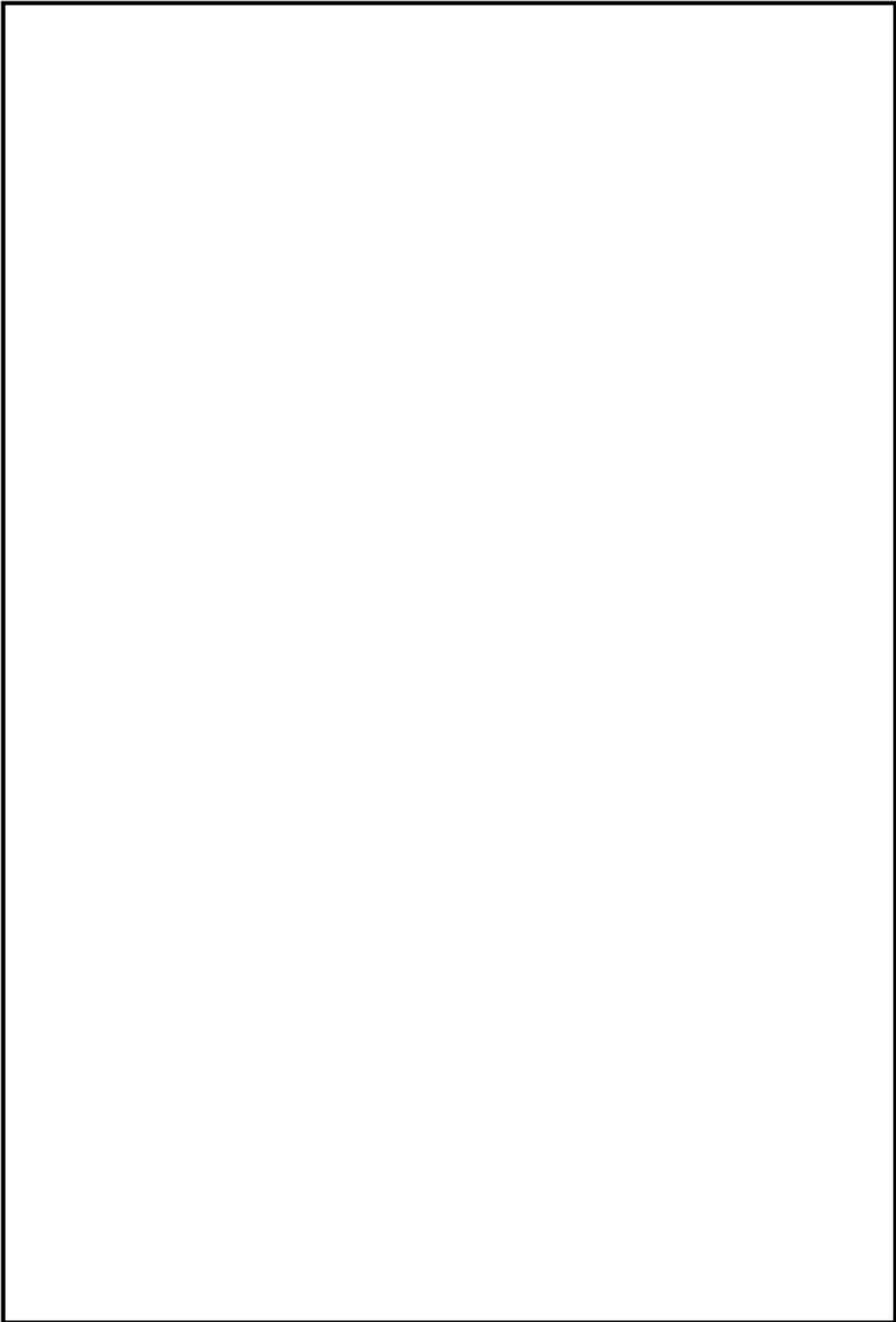


図 14 (2/2) 原子炉建屋—大型機器・炉内構造物系連成解析モデル (鉛直方向)

表 4 (1/2) 質点番号 39 の等価繰返し回数の算定結果

質点位置	減衰定数	S _s -D1			S _s -11			S _s -12			S _s -13		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD
原子炉本体の基礎 EL. 19.856m	2.0%	58	61	58	22	17	34	22	21	21	23	20	24
	0.5% (参考)	90	97	145	41	42	48	40	44	37	39	41	35

表 4 (2/2) 質点番号 39 の等価繰返し回数の算定結果

質点位置	減衰定数	S _s -14			S _s -21			S _s -22			S _s -31		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD	NS	EW	UD
原子炉本体の基礎 EL. 19.856m	2.0%	21	20	25	34	29	36	32	31	39	8	8	10
	0.5% (参考)	42	47	32	48	50	48	43	59	54	15	15	19

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の腐食（流れ加速型腐食）
に対する耐震安全性評価

他プラントにおける類似配管の減肉事象を踏まえて、FAC-1 管理範囲のうち原子炉系（蒸気部）主配管の耐震重要度 S クラスの範囲及び原子炉内への水素注入による炭素鋼配管内表面の酸化被膜低減による腐食量増加の可能性がある原子炉冷却材浄化系配管の耐震重要度 S クラスの範囲について、腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価を実施した。

(1) 評価対象配管

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の評価対象を以下のとおり選定した。

① 原子炉系（蒸気部）主配管

原子炉系（蒸気部）主配管の A～D 系配管のうち、工事計画認可の主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁の動的機能維持評価における地震時の加速度評価において、加速度が最も高い値を示した B 系配管を選定した。

② 原子炉冷却材浄化系配管

原子炉冷却材浄化系配管のうち、酸化被膜低減による影響を考慮する必要のある炭素鋼配管で耐震重要度が S クラスの範囲である原子炉压力容器底部ノズル～原子炉再循環系からの取出配管合流部までを選定した。

(2) 評価条件

① 配管肉厚

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管ともに配管減肉管理規格に規定される配管減肉管理対象ランクである FAC-2 及び FAC-S に該当しないことから、劣化状況評価における配管減肉を考慮した耐震安全性評価の対象外となる。

このため、通常の減肉耐震評価を行う際に考慮する必要最小肉厚での耐震評価は行わず、これまでの肉厚測定記録を基にした運転開始後 60 年時点での想定肉厚での耐震評価を実施した。

② 解析モデル及び床応答曲線、解析手法

解析モデル及び床応答曲線、解析手法は工事計画認可と同様のものを用いて耐震評価を実施した。

原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管の入力地震動条件として、ペDESTAL (EL. 19.856m) の設備評価用床応答曲線（設置変更許可及び工事計画認可で記載される基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11～14, S_s -21～22, S_s -31) の8波 (1.5倍の裕度考慮)、弾性設計用地震動 S_d 等) による震度を用いる。

評価に用いた設備評価用床応答曲線を図1～図4に示す。

プラント名 : 東海第二発電所

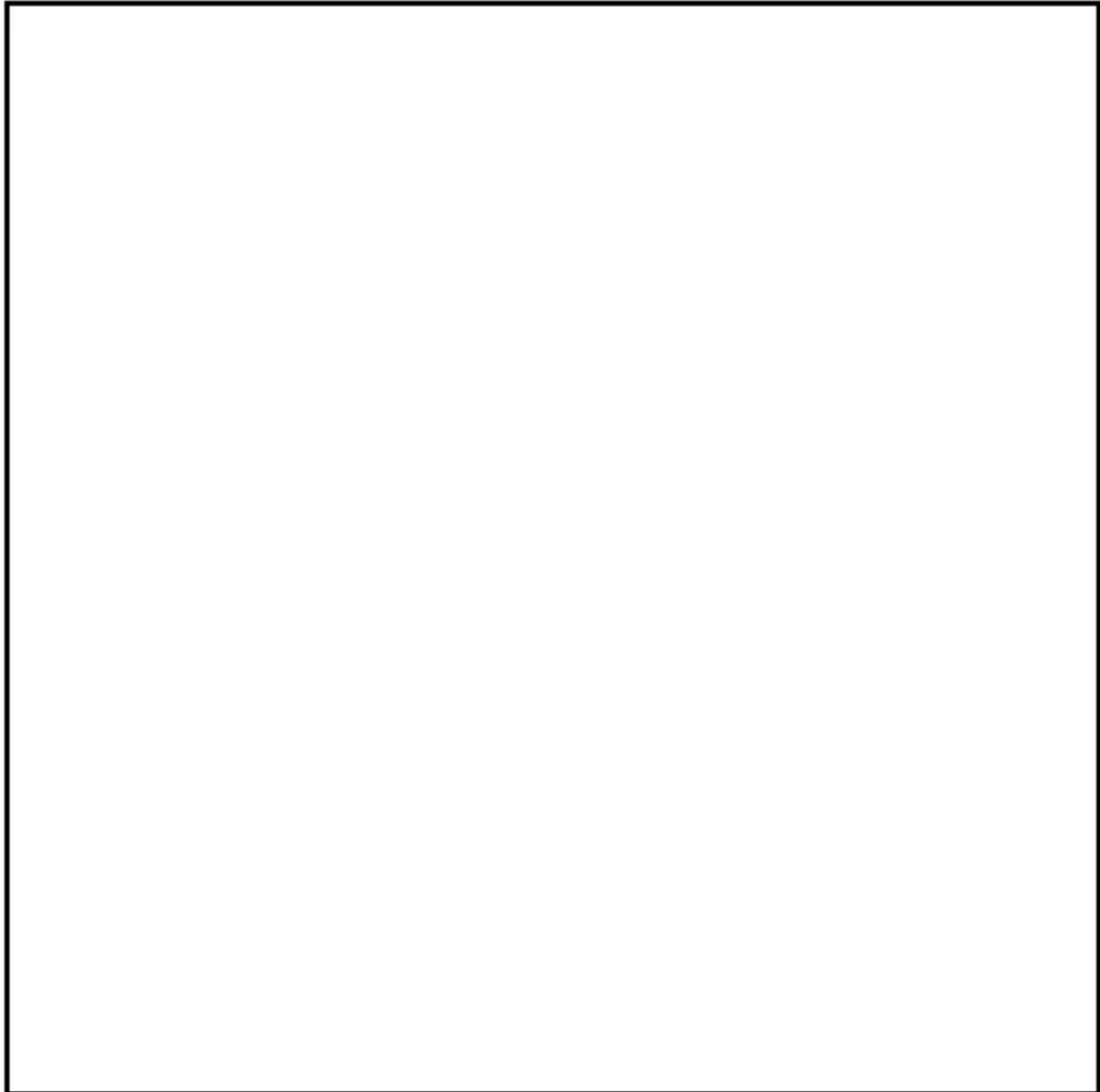
構造物名 : ペDESTAL

方向 : 水平方向

波形名 : S_S -D1, S_S -11, S_S -12, S_S -13, S_S -14, S_S -21, S_S -22 及び S_S -31

標高 : EL19.856m

減衰 : 2.0 (%)

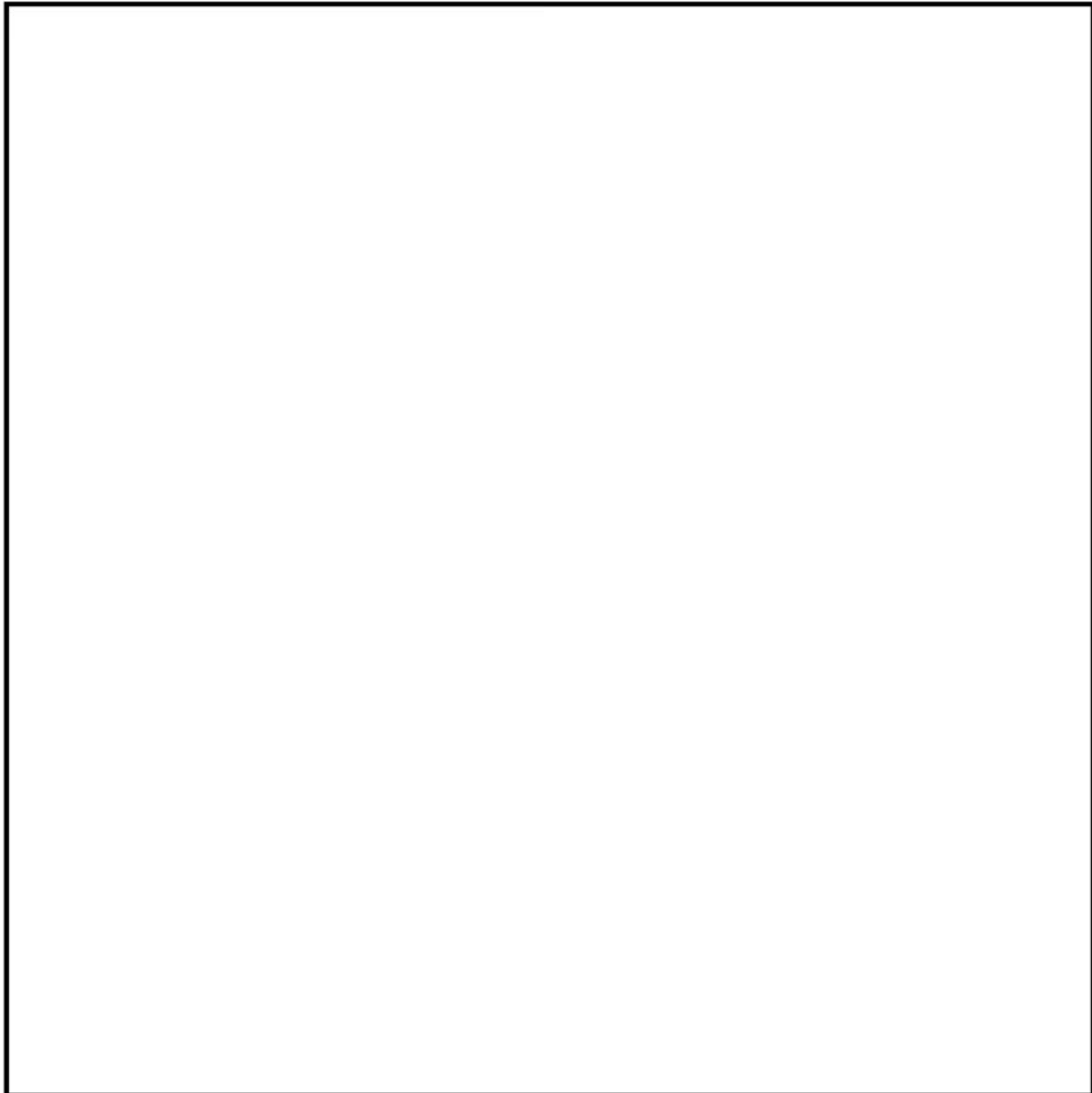


— : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード） : 0.118 [s] の震度 : 8.85 [G]

— : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード） : 0.124 [s] の震度 : 8.85 [G]

図1 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の
設備評価用床応答曲線（基準地震動 S_S , 水平方向）

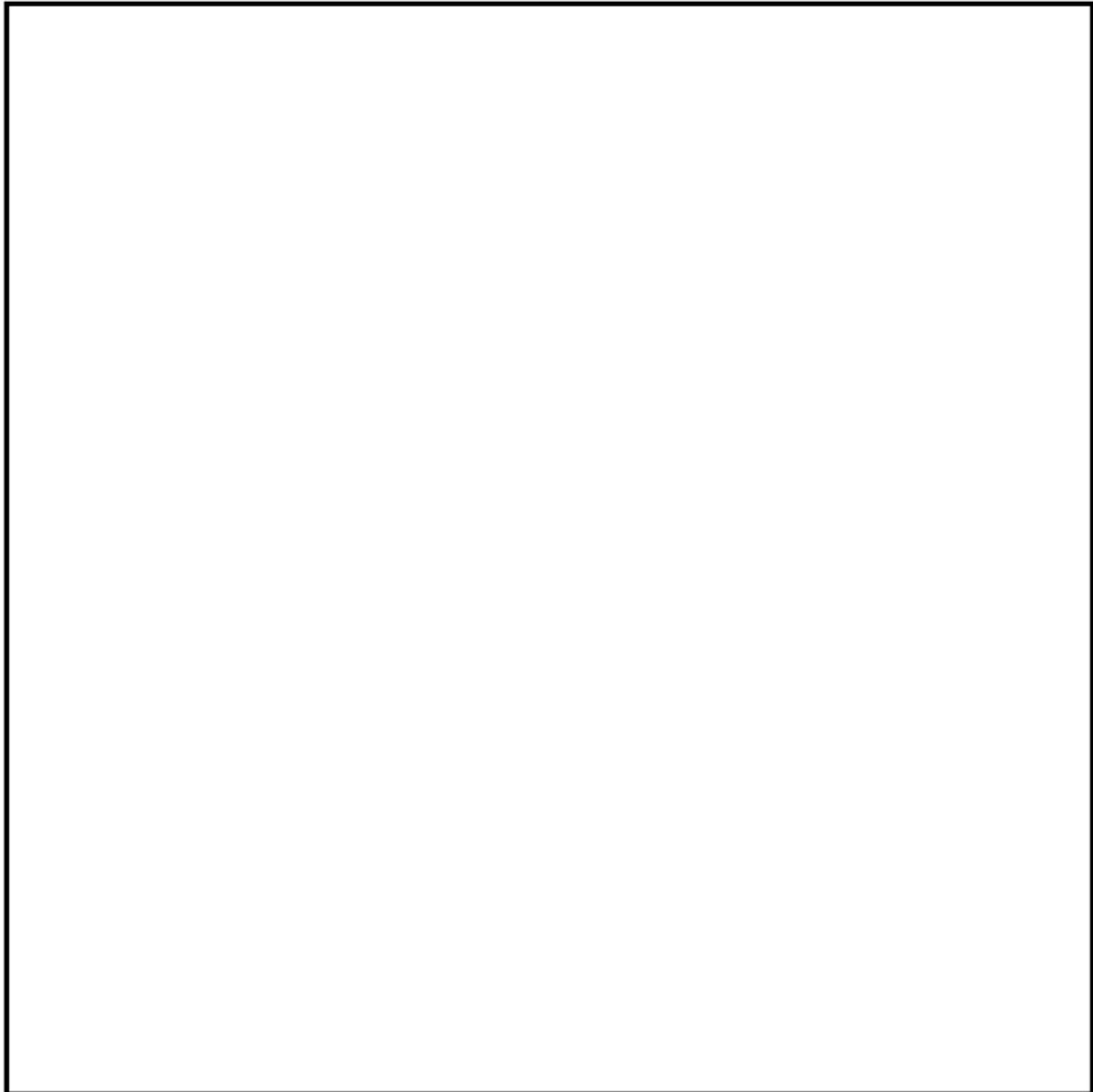
プラント名 : 東海第二発電所
構造物名 : ペDESTAL
方向 : 鉛直方向
波形名 : S_s-D1, S_s-11, S_s-12, S_s-13, S_s-14, S_s-21, S_s-22 及び S_s-31
標高 : EL19.856m
減衰 : 2.0 (%)



— : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード）：0.118 [s] の震度：5.99 [G]
— : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード）：0.124 [s] の震度：6.02 [G]

図2 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の
設備評価用床応答曲線（基準地震動 S_s, 鉛直方向）

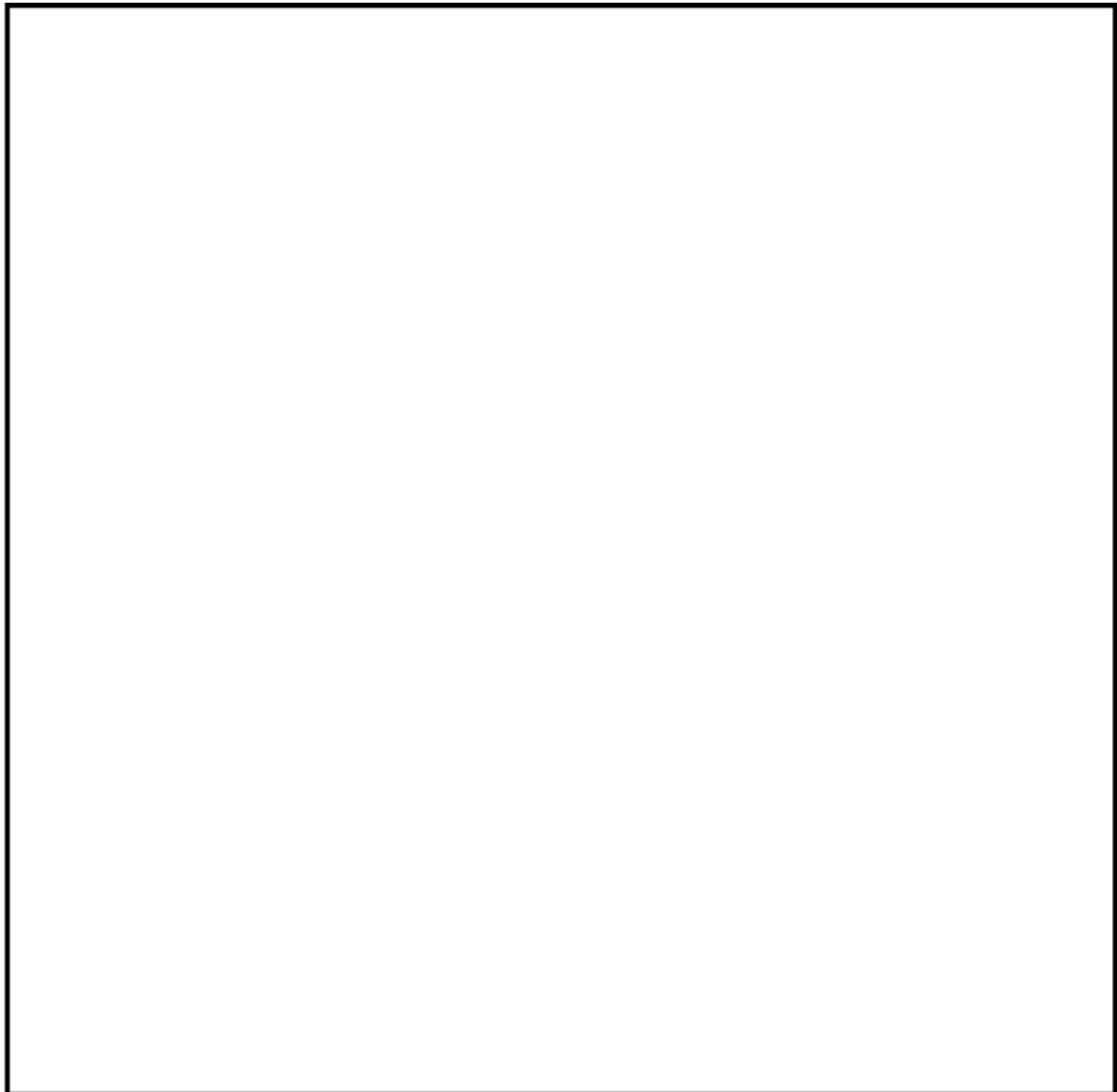
プラント名 : 東海第二発電所
構造物名 : ペDESTAL
方向 : 水平方向
波形名 : S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22 及び S_d -31
標高 : EL19.856m
減衰 : 2.0 (%)



— : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード）: 0.118 [s] の震度 : 6.04 [G]
— : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード）: 0.124 [s] の震度 : 6.04 [G]

図3 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の設備評価用床応答曲線（弾性設計用地震動 S_d , 水平方向）

プラント名 : 東海第二発電所
構造物名 : ペDESTAL
方向 : 鉛直方向
波形名 : S_d-D1, S_d-11, S_d-12, S_d-13, S_d-14, S_d-21, S_d-22 及び S_d-31
標高 : EL19.856m
減衰 : 2.0 (%)



— : 原子炉系（蒸気部）主配管の固有周期（1次モード）：0.118 [s] の震度：3.19 [G]
— : 原子炉冷却材浄化系配管の固有周期（1次モード）：0.124 [s] の震度：3.20 [G]

図4 原子炉系（蒸気部）主配管及び原子炉冷却材浄化系配管設置場所の
設備評価用床応答曲線（弾性設計用地震動 S_d, 鉛直方向）

(3) 評価結果

① 原子炉系（蒸気部）主配管

原子炉系（蒸気部）主配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価結果を表1に示す。

運転開始後60年時点肉厚の減肉を想定し、地震時の発生応力、又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表1 原子炉系（蒸気部）主配管の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
						60年時点肉厚*1	
原子炉系 (蒸気部) [主配管]	クラス1	S	S _s	IV _A S	一次応力	317	345
					一次+二次応力	829 (疲労累積係数: 0.9249*4,*5)	345 (疲労累積係数許 容値:1以下*3)
			S _d	III _A S	一次応力	236	258
					一次+二次応力	489 (疲労累積係数: S _s に包含される*4)	345 (疲労累積係数許 容値:1以下*3)
	クラス2	S	S _s	IV _A S	一次応力	90	380
					一次+二次応力	51	418
			S _d	III _A S	一次応力	82	209
					一次+二次応力	33	418

*1: これまでの測定データに基づき想定した肉厚

*2: 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1 又は表8, 表9より求まる値

*3: JEAG4601に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する

*4: 地震動による疲労累積係数。工事計画認可において、基準地震動 S_s は一律に設定する等価繰返し回数として設定した160回を用いた。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を2回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である160回以下となるため、基準地震動 S_s による疲労累積係数に包含される

*5: 肉厚測定結果より得られる1年あたりの減肉量から推定した60年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から2011年3月までは運転実績時間、2011年3月から60年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から60年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は0.0339であるため、基準地震動 S_s による疲労累積係数を足し合わせても許容値1を下回る

② 原子炉冷却材浄化系配管

原子炉冷却材浄化系配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価結果を表 2 に示す。

運転開始後 60 年時点肉厚の減肉を想定し、地震時の発生応力、又は疲労累積係数を評価した結果、許容値を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表 2 原子炉冷却材浄化系配管の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)	許容応力*2 (MPa)
						60 年時点肉厚*1	
原子炉冷却材浄化系配管	クラス 1	S	S _s	IV _s S	一次応力	333*3,*4	414
					一次+二次応力	1015*3 (疲労累積係数: 0.7408*6,*7)	354 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)
						828*4 (疲労累積係数: 0.6612*6,*8)	414 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)
			S _d	III _s S	一次応力	228*3,*4	310
					一次+二次応力	563*3 (疲労累積係数: S _s に包含される*6)	354 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)
						503*4 (疲労累積係数: S _s に包含される*6)	414 (疲労累積係数許容値: 1 以下*5)

*1: これまでの測定データに基づき想定した肉厚

*2: 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 より求まる値

*3: 評価対象ラインのうち、最大の発生応力を示す

*4: 評価対象ラインのうち、炭素鋼配管部における最大の発生応力を示す

*5: JEAG4601 に基づき、地震動による疲労累積係数に通常運転時の疲労累積係数を加えて評価する

*6: 地震動による疲労累積係数。工事計画認可において、基準地震動 S_s は、一律に設定する等価繰返し回数として設定した 160 回を用いた。弾性設計用地震動 S_d については、等価繰返し回数を 2 回分考慮しても基準地震動 S_s の等価繰返し回数である 160 回以下となるため、基準地震動 S_s による疲労累積係数に包含される

*7: 肉厚測定結果より得られる 1 年あたりの減肉量から推定した 60 年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から 2011 年 3 月までは運転実績時間、2011 年 3 月から 60 年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から 60 年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は 0.0085 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る

*8: 肉厚測定結果より得られる 1 年あたりの減肉量から推定した 60 年時点肉厚（肉厚測定時点若しくは運転開始から 2011 年 3 月までは運転実績時間、2011 年 3 月から 60 年時点までは、運転計画に基づき停止期間を除いた運転時間により算出）を、保守的に運転開始から 60 年時点に至る評価期間中全てに適用し、その肉厚における通常運転時の疲労累積係数は 0.0462 であるため、地震動による疲労累積係数を足し合わせても許容値 1 を下回る

(4) 評価における保守性について

① 地震時の疲労累積係数算出における保守性

工事計画認可と同様、地震時の疲労累積係数の算出に用いる等価繰返し回数は、原子炉格納容器内大型機器・構造物の疲労累積係数算出に用いる全般に適用可能な一律に設定する等価繰返し回数である 160 回を用いているが、本評価対象配管の質点位置における等価繰返し回数は、添付番号 1 の原子炉系（蒸気部）ドレン配管と同様、減衰定数 2.0% を考慮した基準地震動 S_s8 波の各地震動における水平方向（NS, EW 方向）及び鉛直方向（UD 方向）の各方向の最大値は 61 回であり、これを丸めた 70 回が個別に設定する等価繰返し回数となることから、一律に設定する等価繰返し回数 160 回は、十分な裕度を確保しており、算出される疲労累積係数は、保守性を有している。

② 通常運転時の疲労累積係数算出における保守性

実際の配管内面の腐食（流れ加速型腐食）による減肉は、運転開始から徐々に進展していくものであり、疲労累積係数もその減肉傾向に沿って蓄積されるものであるが、本評価においては、想定した 60 年時点肉厚を運転開始から適用することで、実際よりも高い疲労累積係数を用いて評価している。公称肉厚による通常運転時の疲労累積係数との比較を表 3 に示す。

表 3 肉厚の違いによる通常運転時の疲労累積係数の比較

	原子炉系（蒸気部） 主配管	原子炉冷却材浄化系配管 （炭素鋼配管部）
公称肉厚	0.0271	0.0124
60 年時点肉厚	0.0339	0.0462

60 年時点肉厚を想定する際に考慮する将来の運転時間は、2016 年 11 月時点の中長期運転保守計画に基づき、次回起動日（2020 年 9 月）以降から 60 年時点までの運転日数を用いており、 $420 \text{ 日} \times 12 \text{ サイクル} + 316 \text{ 日} = 5,356 \text{ 日}$ としている。

一方、現在社内で検討している次回起動日及び将来の設備利用率を 80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・ 2021 年 3 月末まで停止、暫定で同年 3 月 31 日起動想定
- ・ 60 年時点までの日数は 6,452 日であることから、設備利用率 80%の場合は、
運転日数 = $6,452 \times 80\% = 5,162 \text{ 日}$

上記より、60 年時点肉厚の想定に用いた次回起動日（2020 年 9 月）以降の運転日数は、将来の設備利用率を 80%とした計画より大きな設定となっている。

したがって、60 年時点肉厚における疲労累積係数は十分な保守性を有している。

復水系配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価

(1) 評価対象配管

復水系配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価では、安全重要度クラス 3 の高温・高圧環境の配管、及び安全重要度クラス 3 の高温・高圧環境以外の配管のうち、保守管理に関する方針を策定する配管を評価対象としている。

(2) 評価条件

① 配管肉厚

配管減肉管理規格において、流れ加速型腐食発生の可能性が小さいとされている FAC-1 以外の箇所 (FAC-1 及び FAC-S のライン、又は FAC-2 のライン) に該当することから、減肉想定範囲の周方向及び軸方向一様に必要最小肉厚まで減肉を想定した評価を実施し、評価の結果、耐震安全性が確認できない場合は、これまでの実機測定データに基づき想定した 60 年時点肉厚での評価を実施した。

② 解析モデル及び床応答曲線、解析手法

解析モデル及び床応答曲線、解析手法は工事計画認可と同様のものを用いて耐震評価を実施した。

復水系配管の入力地震動条件として、設置変更許可及び工事計画認可で記載される弾性設計用地震動 S_d の設備評価用床応答曲線による震度を用いる。

評価に用いた設備評価用床応答曲線のうち、60年時点肉厚での評価を実施したライン (C-39) の評価に用いた設備評価用床応答曲線を図1及び図2に示す。

プラント名 : 東海第二発電所

構造物名 : タービン建屋

方向 : 水平方向

波形名 : S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22 及び S_d -31
(柔構造のため $1/2 S_d$ を評価に用いる)

標高 : EL8. 200m

減衰 : 1.0 (%)



— : 復水系配管 (C-39) の固有周期 (1次モード) : 0.488 [s] の震度 : 1.12 [G]

図1 復水系配管 (C-39) 設置場所の設備評価用床応答曲線
(弾性設計用地震動 S_d , 水平方向)

プラント名 : 東海第二発電所

構造物名 : タービン建屋

方向 : 鉛直方向

波形名 : S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22 及び S_d -31
(柔構造のため $1/2 S_d$ を評価に用いる)

標高 : EL8. 200m

減衰 : 1.0 (%)



— : 復水系配管 (C-39) の固有周期 (1 次モード) : 0.488 [s] の震度 : 0.57 [G]

図 2 復水系配管 (C-39) 設置場所の設備評価用床応答曲線
(弾性設計用地震動 S_d , 鉛直方向)

(3) 評価結果

復水系配管の腐食（流れ加速型腐食）による減肉を考慮した耐震安全性評価結果を表 1 に示す。

運転開始後 60 年時点肉厚の減肉を想定し、地震時の発生応力を評価した結果、許容応力を下回ることから、耐震安全性評価上問題ない。

表 1 復水系配管の腐食による減肉を考慮した耐震安全性評価結果

評価対象	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力*1 (MPa)		許容応力*4 (MPa)
						必要最小肉厚*2	60 年時点肉厚*3	
復水系	火力*5	B	B クラス地震力	B _A S	一次応力	6662*6	227	233

*1：系統内の評価対象ライン中で最大の発生応力を示す

*2：配管の内圧等により決定される最小の肉厚

*3：これまでの測定データに基づき想定した肉厚

*4：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 又は表 9 より求まる値

*5：火力技術基準に区分されるが、耐震評価上クラス 3 として評価した

*6：火力技術基準に基づいているため必要最小肉厚が小さく、また、当該部は管台形状であることから発生応力が高くなった

(4) 評価における保守性について

配管減肉耐震評価における 60 年時点肉厚による評価では、これまでの実機測定データ（測定実績が無い箇所は、類似配管の測定データを用いて設定）に基づき、配管の円周上で最も肉厚が薄い箇所の肉厚データを用いて 60 年時点肉厚を設定しており、減肉想定範囲の周方向及び軸方向一様に減肉を想定したモデルを用いて評価しているため、実機と比べると発生応力の算出に用いる断面係数は小さくなり、また、応力係数は大きくなることから、発生応力を保守的に算出している。

また、60 年時点肉厚を想定する際に考慮する将来の運転時間は、2016 年 11 月時点の中長期運転保守計画に基づき、次回起動日（2020 年 9 月）以降から 60 年時点までの運転日数を用いており、 $420 \text{ 日} \times 12 \text{ サイクル} + 316 \text{ 日} = 5,356 \text{ 日}$ としている。

一方、現在社内で検討している次回起動日及び将来の設備利用率を 80%とした場合の運転日数は、以下となる。

- ・2021 年 3 月末まで停止、暫定で同年 3 月 31 日起動想定

- ・60 年時点までの日数は 6,452 日であることから、設備利用率 80%の場合は、

$$\text{運転日数} = 6,452 \times 80\% = 5,162 \text{ 日}$$

上記より、60 年時点肉厚の想定に用いた次回起動日（2020 年 9 月）以降の運転日数は、将来の設備利用率を 80%とした計画より大きな設定となっている。

したがって、60 年時点肉厚における発生応力は保守性を有している。

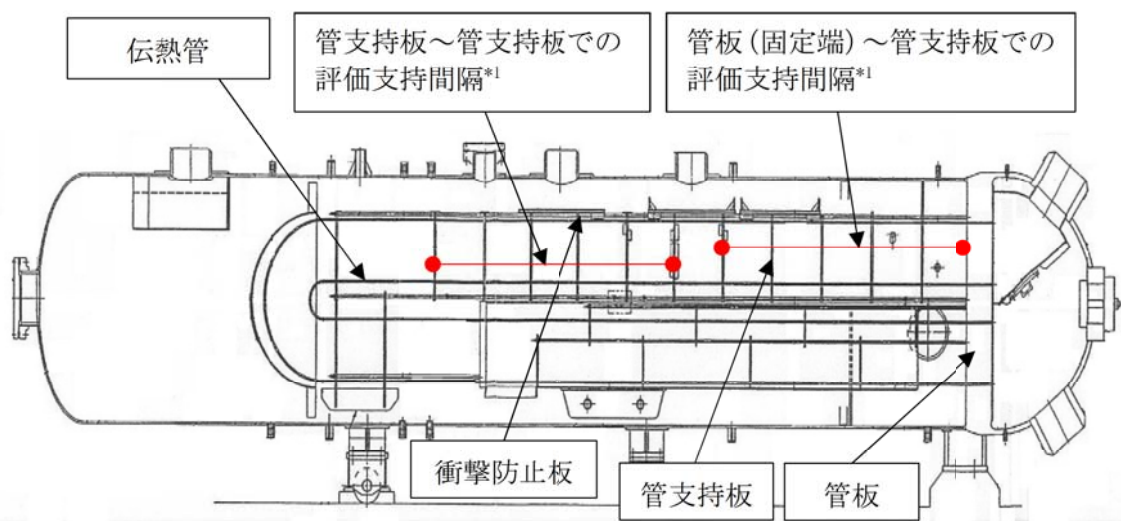
また、60 年時点肉厚により耐震安全性を確認した配管については、今後も減肉傾向の把

握及びデータの蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行うことを保守管理に関する方針として策定しており、50年目の高経年化技術評価において、より精度の高い評価が可能となる。

2. 管支持板の腐食（流れ加速型腐食）（第3給水加熱器）に対する耐震安全性評価について

給水加熱器については、経年劣化事象として管支持板の腐食（流れ加速型腐食）が想定され、伝熱管支持間隔の拡大により、伝熱管の耐震安全性に影響を及ぼす可能性があるため、耐震安全性評価を実施した。

なお、設計上の施栓基準である「管板（固定端）から管支持板」、「管支持板から管支持板」までのそれぞれの伝熱管の支持間隔*1 喪失（支持長さ 2.5 スパン）を考慮し、伝熱管の耐震評価を実施した。第3給水加熱器の構造図を図1に示す。給水加熱器には、伝熱管、伝熱管を適切なスパンで支持するための管支持板、管側と胴側を分離する管板及び伝熱管への加熱蒸気衝突に伴う損傷を防止するための衝撃防止板が設置されている。



*1：スパンは、管支持板2枚を1スパンとする。

図1 第3給水加熱器構造図

第3給水加熱器伝熱管の主な諸元を表1に示す。

表1 第3給水加熱器伝熱管の主な諸元

項目	記号	諸元
材質	—	SUS27TB*1
外径	Do	mm
内径	Di	mm
肉厚	t	mm
運転圧力（管側）（運転データより）	P1	MPa
運転圧力（胴側）（熱精算図より）	P2	MPa
最高使用温度	—	205 °C
支持間隔（管板（固定）～管支持板（支持））	L	m
支持間隔（管支持板（支持）～管支持板（支持））	L	m
許容引張応力 (S)	—	110.8 MPa*2

*1：現行 JIS 規格呼称：SUS304TB

*2：設計・建設規格（2005/2007）付録材料図表 Part5 表 5 の値を最高使用温度の値に線形補間したもの

評価に用いる設備評価用床応答曲線を図 2 に示す。

プラント名 : 東海第二発電所
構造物名 : タービン建屋
方向 : 水平方向
波形名 : S_d -D1, S_d -11, S_d -12, S_d -13, S_d -14, S_d -21, S_d -22 及び S_d -31
(柔構造のため $1/2 S_d$ を評価に用いる)
標高 : EL8.200m
減衰 : 1.0 (%)

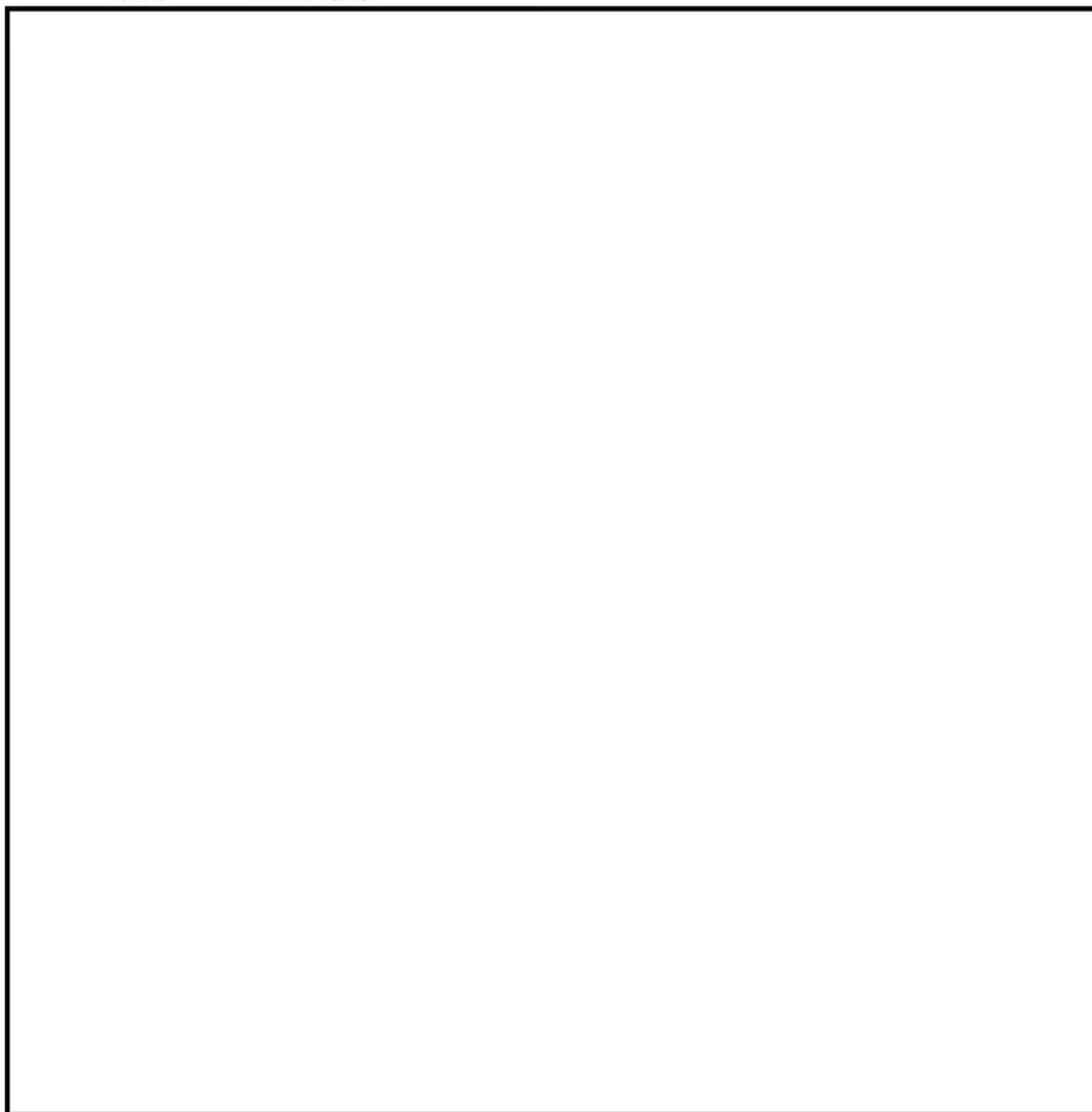


図 2 第 3 給水加熱器設置場所 (タービン建屋 1 階) の設備評価用床応答曲線

片方の端部形状が固定端，支持端であっても計算手法については同様であるため，評価結果において発生応力の高い「管支持板から管支持板」の計算過程を以下に示す。

(1) 固有振動数の算出

① 伝熱管の断面二次モーメント：I[m⁴]を以下により求める。

$$\begin{aligned}
 I &= \frac{\pi}{64} (D_o^4 - D_i^4) \\
 &= \frac{\pi}{64} ((\text{ })^4 - (\text{ })^4) \\
 &= \text{ } [m^4]
 \end{aligned}$$

Do：伝熱管外形[m]

Di：伝熱管内径[m]

② 伝熱管の単位長さ当たりの重量：m[kg/m]を以下により求める。

$$\begin{aligned}
 m &= \frac{\pi}{4} (D_o^2 - D_i^2) \times \gamma \\
 &= \frac{\pi}{4} ((\text{ })^2 - (\text{ })^2) \times 8030 \\
 &= 0.375882 [kg/m]
 \end{aligned}$$

γ：伝熱管比重[kg/m³]

(機械工学便覧 第1章 工業材料一般(材料学)より)

③ チューブの相当重量[kg/m]：meを以下より求める。

$$me = me1 + me2 + me3$$

me1：チューブ内付加重量[kg/m]

me2：チューブ外付加重量[kg/m]

me3：チューブの単位当たりの重量[kg/m]

$$me1 [lb/ft] = 0.00545 \times \rho_i [lb/ft^3] \times D_i^2 [in]$$

(「STANDARDS OF THE TUBULAR EXCHANGER MANUFACTURERS ASSOCIATION (TEMA) NINTH EDITION V-7.1」より)

$$\begin{aligned}
 me1 [kg/m] &= 0.00545 \times \rho_i [lb/ft^3] \times D_i^2 [in] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
 &= 0.00545 \times \text{ } [lb/ft^3] \times (\text{ })^2 [in] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
 &= \text{ } [kg/m]
 \end{aligned}$$

ρ_i：内部流体重量[lb/ft³]

(内部流体の温度及び圧力より比体積を算出)

$$\begin{aligned}
me2[\text{kg/m}] &= 0.00545 \times \rho_o[\text{lb/ft}^3] \times Do^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
&= 0.00545 \times \boxed{} [\text{lb/ft}^3] \times (\boxed{})^2[\text{in}] \times \frac{0.453592}{0.3048} \\
&= \boxed{} [\text{kg/m}]
\end{aligned}$$

ρ_o : 外部流体重量[lb/ft^3]

(外部流体の圧力から飽和蒸気の比体積を算出)

$$me3 = m = \boxed{} [\text{kg/m}]$$

したがって、チューブの相当重量 : me は

$$\begin{aligned}
me &= me1 + me2 + me3 \\
&= \boxed{} + \boxed{} + \boxed{} \\
&= \boxed{} [\text{kg/m}]
\end{aligned}$$

④ 伝熱管の固有振動数 (1次) : $fn[\text{Hz}]$ を以下により求める。

$$\begin{aligned}
fn &= \frac{\lambda^2}{2\pi L^2} \times \sqrt{\frac{E \times 10^6 \times I}{me}} \quad (\text{機械工学便覧 A3編 力学・機械力学より}) \\
&= \frac{\pi^2}{2 \times \pi \times (\boxed{})^2} \times \sqrt{\frac{1.824 \times 10^5 \times 10^6 \times \boxed{}}{\boxed{}}} \\
&= \boxed{} [\text{Hz}]
\end{aligned}$$

λ : 振動係数

(機械工学便覧 A3編 力学・機械力学 表19より引用)

L : 管支持板スパン[m]

E : 伝熱管縦弾性係数

(設計・建設規格 付録材料図表 Part6 I-付録図表-99より)

よって固有周期 (1次) [s] : T は以下となる。

$$\begin{aligned}
T &= \frac{1}{fn} \\
&= \frac{1}{\boxed{}} = \boxed{} [\text{s}]
\end{aligned}$$

(2) 発生応力の算出

① チューブの断面係数 : $Z[\text{m}^3]$ を以下より求める。

$$\begin{aligned}
Z &= \frac{\pi (Do^4 - Di^4)}{32 Do} \\
&= \frac{\pi}{32} \times \frac{((\boxed{})^4 - (\boxed{})^4)}{\boxed{}} = \boxed{} [\text{m}^3]
\end{aligned}$$

- ② 自重による曲げモーメント： Ma [N・m] を求めるにあたって、作用する荷重は、伝熱管そのものについては自重であることから等分布荷重であり、また、伝熱管内外の流体（給水及びドレン）は、凝縮熱伝達であり均等に分布されているものと考えられることから、曲げモーメントの考え方として、梁モデルの分布荷重を適用することとした。

なお、加熱蒸気及びドレン入口部には、設計上蒸気流れがチューブ定点で集中して衝突することがないように衝突防止板が設置されている。

$$Ma = \frac{me \times 9.80665 \times L^2}{8} \quad (\text{機械設計便覧 新版 第6章 6-1節 はり 表6-2より})$$

$$= \frac{(\quad) \times 9.80665 \times (\quad)^2}{8} = \quad \text{ [N・m]}$$

L：管支持板スパン[m]

- ③ ②と同様に、地震時の曲げモーメント： Mb [N・m] を以下より求める。

$$Mb = \frac{me \times 9.80665 \times CH \times L^2}{8} \quad (\text{機械設計便覧 新版 第6章 6-1節 はり 表6-2より})$$

$$= \frac{(\quad) \times 9.80665 \times (1.485) \times (\quad)^2}{8}$$

$$= \quad \text{ [N・m]}$$

CH：加速度（1次）（設備評価用床応答曲線から引用）

- ④ 自重+地震による発生応力： σ_a [MPa] を以下より求める。

$$\sigma_a = \frac{(Mb + Ma)}{Z}$$

$$= \frac{(\quad) + (\quad)}{1.6414 \times 10^{-7}}$$

$$= \quad \text{ [N/m}^2\text{]} = \quad \text{ [MPa]}$$

- ⑤ 内圧による応力： σ_p [MPa] を以下より求める。

$$\sigma_p = \frac{\max(P1, P2) \times Di}{4t} \quad (\text{压力容器 (野原石松 著) 第6章 6.1.1 薄膜応力 (6.1式) より})$$

$$= \frac{\max(\quad, \quad) \times 0.0139}{4 \times \quad} = \quad \text{ [MPa]}$$

P1：運転圧力（管側） [MPa]

P2：運転圧力（胴側） [MPa]

T：肉厚 [m]

⑥ 伝熱管に作用する発生応力： σ [MPa]は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}\sigma &= \sigma_a + \sigma_P \\ &= \boxed{} + \boxed{} = \boxed{} \rightarrow 90 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

(3) 許容応力の算出

伝熱管の許容応力： S_a [MPa]は、JEAG 601-1987 の表 6.3.3-8 (Bクラス) に基づき以下のとおりとなる。

$$S_a = \min(S_y, 1.2S) = \min(143, 1.2 \times 110.8) = 132.96 \rightarrow 132 \text{ [MPa]}$$

(4) 評価結果

算出結果より、地震時の発生応力は許容応力を下回ることから、管支持板の腐食（流れ加速型腐食）は、耐震安全性評価上問題ない。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
第3 給水加熱器伝熱管 (管支持板から管支持板)	90	132

3. 伝熱管の腐食（流れ加速型腐食）（非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレ
イ系ディーゼル機関及び付属設備）に対する耐震安全性評価について

3.1 伝熱管の耐震安全性評価について

非常用ディーゼル機関（2C、2D号機）及び付属設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル機
関及び付属設備の空気冷却器、潤滑油冷却器及び清水冷却器の伝熱管については、運転時間
が短く、流れ加速型腐食が発生する可能性が小さいと評価しているが、現状保全によって管
管理される程度の腐食を想定した場合の部材断面の減少による剛性低下の影響を確認するた
め、伝熱管内面に施栓基準までの一様減肉を仮定した耐震安全性評価を実施する。

評価対象である各冷却器の概略図を図1に示す。

また、伝熱管の評価仕様を表1及び表2に示す。

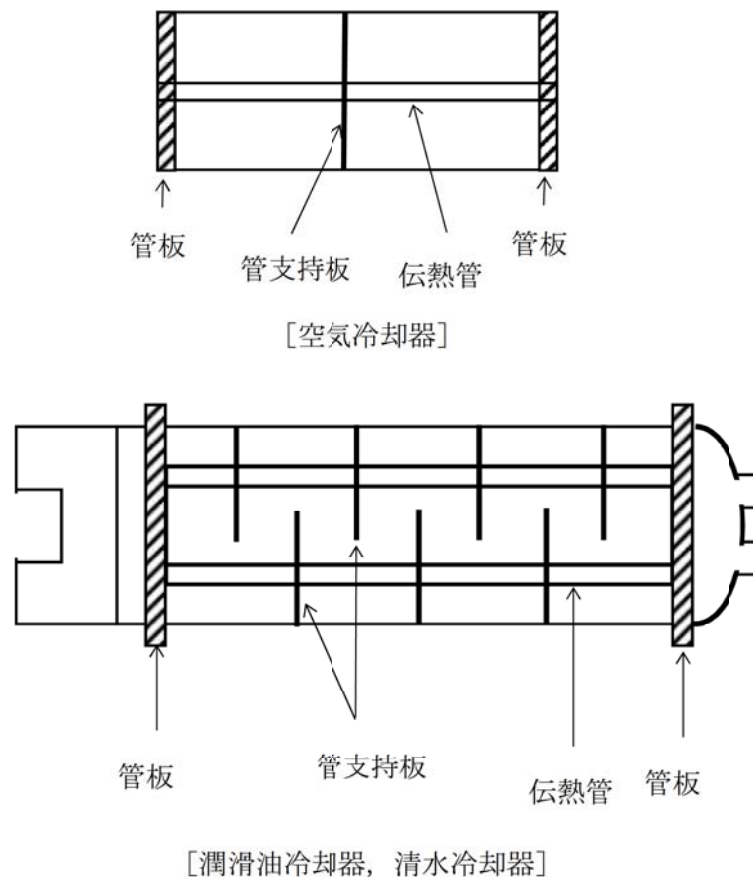


図1 非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関
及び付属設備の冷却器概略図

表1 非常用ディーゼル機関（2C, 2D号機）及び付属設備の伝熱管の評価仕様

項目	記号	単位	空気冷却器	潤滑油系 潤滑油冷却器	冷却水系 清水冷却器
設計圧力（管側／胴側）	P	MPa	0.59／0.20	0.98／0.98	0.98／0.98
設計温度（管側／胴側）	—	℃	40／135	40／70	50／80
伝熱管外径	do	mm			
伝熱管厚さ	t	mm			
伝熱管減肉後内径*1	dic	mm			
伝熱管減肉後厚さ*1	tc	mm			
減肉を考慮した伝熱管の単位長さ当たりの相当質量	mc	kg/mm			
伝熱管材質	—	—	C7150T	C6871	C6871
支持間隔（管板（固定）～管支持板（支持））*2	La	mm			
支持間隔（管支持板（支持）～管支持板（支持））*2	Lh	mm			
設計引張強さ*4	Su	MPa	365	375	375
評価用震度（水平方向）S _s	CH	—			
評価用震度（鉛直方向）S _s	CV	—			

*1：伝熱管内面に、施栓基準である50%まで一様減肉が生じたと仮定する

*2：各冷却器における最大の支持間隔を用いて評価する

*3：管支持板の箇所数が1箇所のため該当部位なし

*4：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に当該材料の各温度による Su 値が規定されていないため、付録材料図表 Part5 表6に記載の最小引張強さの値を用いた

*5：[]内は柔構造となる「管支持板から管支持板」の値であり、設備評価用床応答曲線による震度である。その他は全て剛構造となるため、設置床の最大応答加速度（1.2ZPA）を用いる

表 2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関の伝熱管の仕様

項目	記号	単位	空気冷却器	潤滑油系 潤滑油冷却器	冷却水系 清水冷却器
設計圧力（管側／胴側）	P	MPa	0.59／0.20	0.98／0.98	0.98／0.98
設計温度（管側／胴側）	—	℃	40／135	40／70	50／80
伝熱管外径	do	mm			
伝熱管厚さ	t	mm			
伝熱管減肉後内径*1	dic	mm			
伝熱管減肉後厚さ*1	tc	mm			
減肉を考慮した伝熱管の単位長さ当たりの相当質量	mc	kg/mm			
伝熱管材質	—	—	C7150T	C6871	C6871
支持間隔（管板（固定）～管支持板（支持））*2	La	mm			
支持間隔（管支持板（支持）～管支持板（支持））*2	Lh	mm			
設計引張強さ（Su）*4	Su	MPa	365	375	375
評価用震度（水平方向）S _s	CH	—			
評価用震度（鉛直方向）S _s	CV	—			

*1：伝熱管内面に、施栓基準である 50%まで一様減肉が生じたと仮定する

*2：各冷却器における最大の支持間隔を用いて評価する

*3：管支持板の箇所数が 1 箇所のため該当部なし

*4：設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 9 に当該材料の各温度による Su 値が規定されていないため、付録材料図表 Part5 表 6 に記載の最小引張強さの値を用いた

3.2 評価方法

支持間隔の片方の端部形状が固定端、支持端であっても計算手法は同様であるため、ここでは、評価結果において発生応力と許容応力の比が最大である非常用ディーゼル機関（2C, 2D号機）付属設備冷却水系清水冷却器の「管支持板から管支持板」の計算方法について示す。

計算に使用する記号の説明を表3に示す。

表3 計算に使用する記号の説明

記号	記号の説明	単位
σ_{ϕ}, σ_x	内圧により伝熱管に生じる周方向一次応力, 軸方向一次応力	MPa
Mhc1	自重による曲げモーメント	N・mm
Mhc2	水平方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
Mhcv	鉛直方向地震荷重による曲げモーメント	N・mm
σ_{xhc1}	自重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
σ_{xhc2}	水平方向地震荷重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
σ_{xhcv}	鉛直方向地震荷重により伝熱管に生じる曲げ応力	MPa
Zc	減肉を考慮した伝熱管の断面係数	mm ³
τ_{h2}	水平方向地震荷重により生じるせん断応力	MPa
τ_{hv}	鉛直方向地震荷重により生じるせん断応力	MPa
A _{sc}	減肉を考慮した伝熱管のせん断断面積	mm ²
A _c	減肉を考慮した伝熱管の断面積	mm ²
$\sigma_{\phi h}$	水平方向地震力が作用した場合の伝熱管の周方向一次応力の和	MPa
σ_{xh}	水平方向地震力が作用した場合の伝熱管の軸方向一次応力の和	MPa
τ_h	鉛直方向地震力が作用した場合の伝熱管のせん断応力の和	MPa
σ_h	伝熱管の組合せ一次応力	MPa
S _u	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表6による最小引張強さ	MPa
S _a	伝熱管の組合せ一次応力に対する許容応力	MPa

3.3 入力（地震動）条件

非常用ディーゼル機関（2C，2D号機）付属設備冷却水系清水冷却器の伝熱管の入力地震動条件として，原子炉建屋（EL. -4.0m）の設備評価用床応答曲線（基準地震動S_s8波包絡条件，1.5倍の裕度考慮）による震度を用いる。

評価に用いた設備評価用床応答曲線を図2及び図3に示す。

プラント名：東海第二発電所

構造物名：原子炉建屋

方向：水平方向

波形名：S_s-D1，S_s-11，S_s-12，S_s-13，S_s-14，S_s-21，S_s-22 及び S_s-31

標高：EL. -4.0m

減衰：1.0%

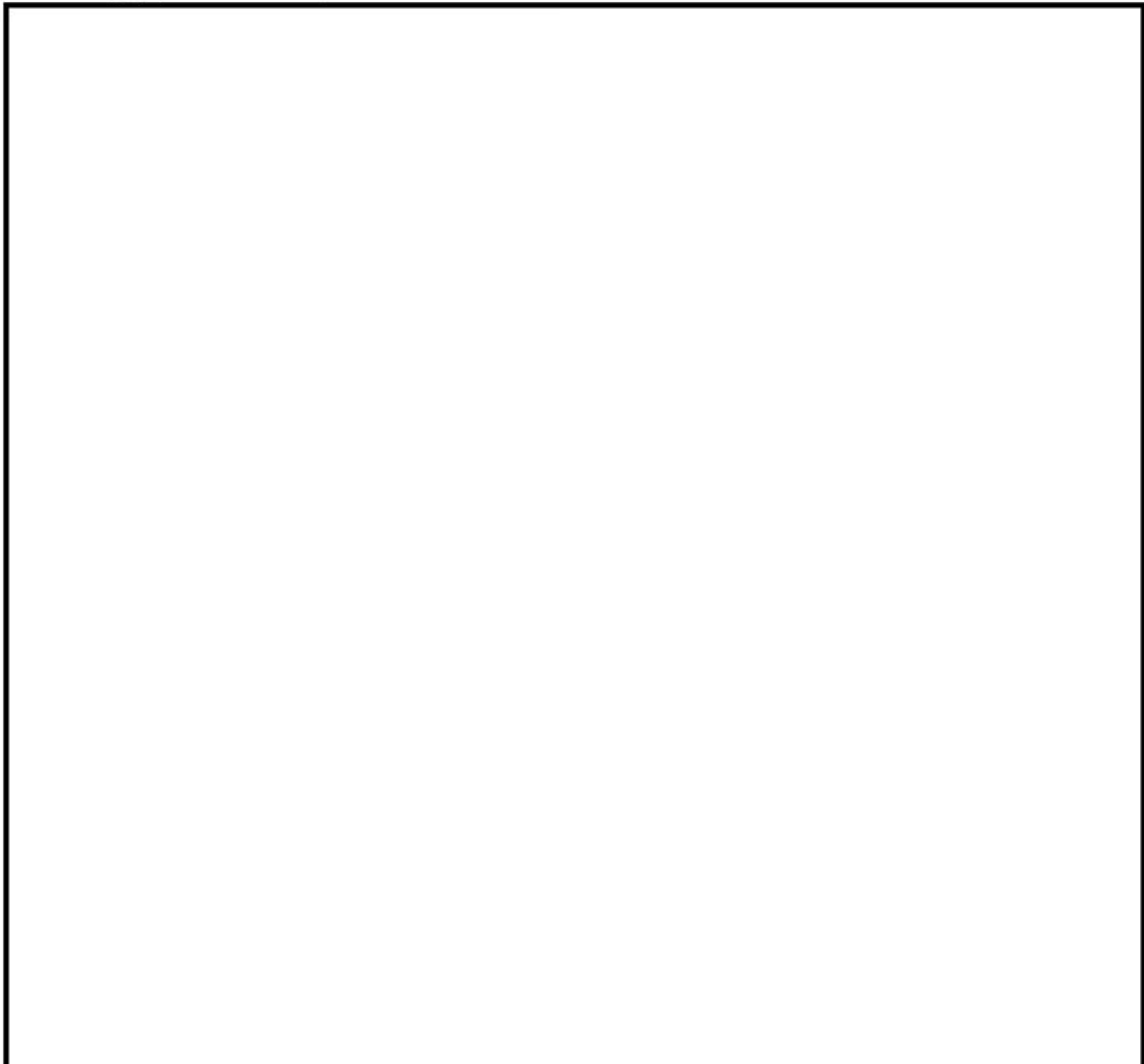


図2 非常用ディーゼル機関（2C，2D号機）付属設備冷却水系清水冷却器設置場所の設備評価用床応答曲線（水平方向）

プラント名：東海第二発電所

構造物名：原子炉建屋

方向：鉛直方向

波形名：S_S-D1, S_S-11, S_S-12, S_S-13, S_S-14, S_S-21, S_S-22 及び S_S-31

標高：EL. -4.0m

減衰：1.0%

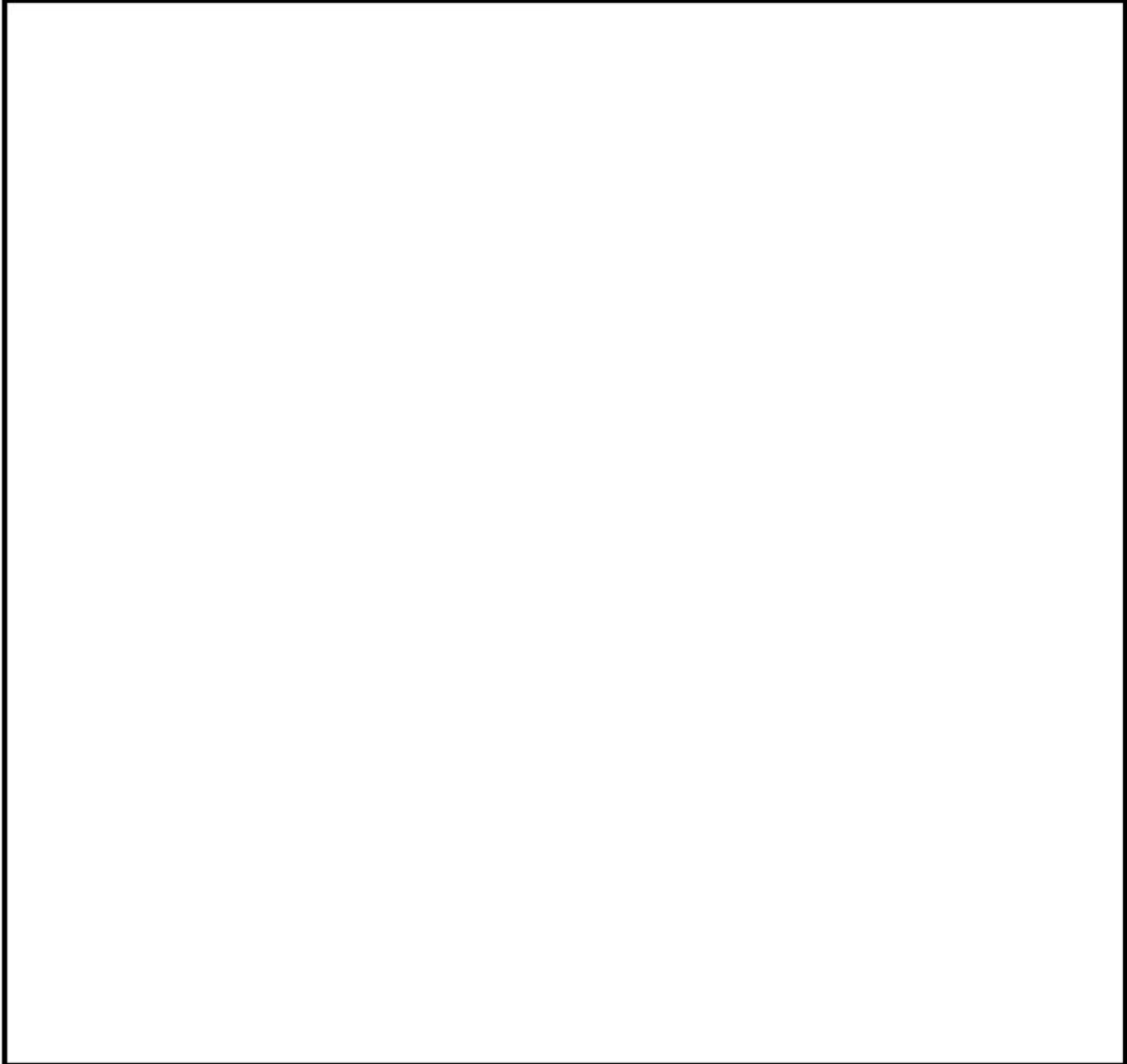


図3 非常用ディーゼル機関（2C, 2D号機）附属設備冷却水系清水冷却器設置場所の設備評価用床応答曲線（鉛直方向）

3.4 算出過程

非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備冷却水系清水冷却器の「管支持板から管支持板」
 <伝熱管の応力算出>

(1) 内圧により生じる膜応力

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-306・307 式より)

周方向

$$\sigma_{\phi} = \frac{P \cdot (d_{ic} + 1.2 \cdot t_c)}{2 \cdot t_c} = \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

軸方向

$$\sigma_x = \frac{P \cdot (d_{ic} + 1.2 \cdot t_c)}{4 \cdot t_c} = \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

(2) 自重による曲げ応力

自重による曲げモーメント M_{hc1} は以下により求める。

(機械工学便覧 1987 : A4 編 材料力学 表 7 より)

$$M_{hc1} = \frac{(m_c \cdot L_h \cdot g) \cdot L_h}{4} = \boxed{} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

したがって、伝熱管に生じる曲げ応力 σ_{xhc1} は以下により求める。

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-310 式より)

$$\sigma_{xhc1} = \frac{M_{hc1}}{Z_c} = \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

ここで、減肉を考慮した伝熱管の断面係数 Z_c は以下となる。

(機械工学便覧 1987 : A4 編 材料力学 表 6 より)

$$Z_c = \frac{\pi}{32} \cdot \frac{d_o^4 - d_{ic}^4}{d_o} = \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)}$$

ここで、減肉を考慮した伝熱管のせん断断面積 A_{sc} は以下となる。

(機械工学便覧 1987 : A4 編 材料力学 表 9 より)

$$A_{sc} = \frac{3 \cdot \left\{ (d_o/2)^2 + (d_{ic}/2)^2 \right\}}{4 \cdot \left\{ (d_o/2)^2 + (d_o/2) \cdot (d_{ic}/2) + (d_{ic}/2)^2 \right\}} \cdot A_c$$

$$=$$

$$= \text{[] (mm}^2\text{)}$$

なお、 A_c は減肉を考慮した伝熱管の断面積である。

$$A_c = \frac{\pi}{4} \cdot (d_o^2 - d_{ic}^2) = \text{[]} = \text{[] (mm}^2\text{)}$$

(6) 鉛直地震荷重により生じるせん断応力

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-355 式を参考とした)

$$\tau_{hv} = \frac{C_v \cdot (m_c \cdot L_h \cdot g)}{A_{sc}} = \text{[]} = \text{[] (MPa)}$$

(7) 組合せ応力

(JEAG4601-1987 : 6. 6. 3-345, 346, 347 式より)

$$\sigma_{\phi h} = \sigma_{\phi} = \text{[] (MPa)}$$

$$\sigma_{xh} = \sigma_x + \sigma_{xhc1} + \sigma_{xhc2} + \sigma_{xhcv}$$

$$= \text{[]}$$

$$= \text{[] (MPa)}$$

$$\tau_h = \tau_{h2} + \tau_{hv}$$

$$= \text{[]}$$

$$= \text{[] (MPa)}$$

$$\sigma_h = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_{\phi h} + \sigma_{xh} + \sqrt{(\sigma_{\phi h} - \sigma_{xh})^2 + 4 \cdot \tau_h^2} \right\}$$

$$= \text{[]}$$

$$= \text{[]} \rightarrow 105 \text{ (MPa)}$$

<許容応力の算出>

当該熱交換器は、設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、設計・建設規格の解説 PVC-3600 に準じて、クラス 2 容器扱いによる評価としているためクラス 2 容器の許容応力を適用する。

伝熱管は、材料が C6871 であるため、設計・建設規格の付録材料図表より、

$$C6871 : Su = 375 \text{ MPa}$$

なお、伝熱管の評価温度としては、設計温度を想定しているが、C6871 については、設計・建設規格の付録材料図表 Part5 表 9 において、各温度による Su 値が規定されていないため付録材料図表 Part5 表 6 に記載の最小引張強さの値を使用した*。

一次応力の許容応力(Sa)

許容応力状態Ⅳ_AS の場合は、

$$Sa = 1.5 \cdot (0.6 \cdot Su) = 1.5 \times (0.6 \times 375) = 337.5 \rightarrow 337 \text{ (MPa)}$$

許容応力状態Ⅲ_AS 供用状態 Cs の場合は、

Sa = 1.5 · min(S_y, 0.6 · Su) となるが、S_y 値が規定されていないため、Su 値のみ使用して

$$Sa = 1.5 \cdot (0.6 \cdot Su) = 1.5 \times (0.6 \times 375) = 337.5 \rightarrow 337 \text{ (MPa)}$$

とする。

* : JEAG4601-1984 参考 V 特別な材料の許容応力値 「表 V-2a 銅合金の S_y, S_u の検討 (種別 C6870, C6871, 6872)」に記載される各温度における Su 値を線形補間して、当該熱交換器伝熱管の最高使用温度 (50℃) での Su 値を算出し、ほぼ同等の値であること、発生応力に余裕のあることを確認し、設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 6 に記載の最小引張強さの値を記載している。

$$Su_{50^\circ\text{C}} = \left(Su_{40^\circ\text{C}} - \left(\frac{Su_{40^\circ\text{C}} - S_{75^\circ\text{C}}}{75 - 40} \times (50 - 40) \right) \right) \times 0.0980665 \times 100$$

$$= \left(38.0 - \left(\frac{38.0 - 37.1}{75 - 40} \times (50 - 40) \right) \right) \times 0.0980665 \times 100$$

$$= 370.13 \dots \cong 370 \text{ (MPa)}$$

$$Sa_{50^\circ\text{C}} = 1.5 \cdot (0.6 \cdot Su) = 1.5 \times (0.6 \times 370) = 333 \text{ (MPa)}$$

3.5 評価結果

算出結果より、伝熱管内面に施栓基準までの減肉を考慮した際の地震時の発生応力は 105MPa であり、許容応力である 337MPa を下回ることから、伝熱管の腐食 (流れ加速型腐食) は、耐震安全性評価上問題ない。

非常用ディーゼル機関 (2C, 2D 号機) 付属設備冷却水系清水冷却器以外を含む全評価対象機器の評価結果を表 4 に示す。

表4 非常用ディーゼル機関及び付属設備／高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関及び付属設備の伝熱管の評価結果

評価対象	評価条件	区分	耐震重要度	評価地震力	許容応力状態	応力種別	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
							管板～管支持板	管支持板～管支持板	
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D号機) 空気冷却器伝熱管	50%減肉を想定	—*1	S, 重*2	S _S *3	IV _A S	一次応力	16	—	328*4
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D号機) 付属設備 潤滑油系潤滑油冷却器伝熱管	50%減肉を想定	—*1	S, 重*2	S _S *3	IV _A S	一次応力	16	16	337*4
非常用ディーゼル機関 (2C, 2D号機) 付属設備 冷却水系清水冷却器伝熱管	50%減肉を想定	—*1	S, 重*2	S _S *3	IV _A S	一次応力	45	105	337*4
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関 空気冷却器伝熱管	50%減肉を想定	—*1	S, 重*2	S _S *3	IV _A S	一次応力	16	—	328*4
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関 付属設備 潤滑油系潤滑油冷却器伝熱管	50%減肉を想定	—*1	S, 重*2	S _S *3	IV _A S	一次応力	19	19	337*4
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関 付属設備 冷却水系清水冷却器伝熱管	50%減肉を想定	—*1	S, 重*2	S _S *3	IV _A S	一次応力	36	45	337*4

*1：設計・建設規格にて定められる区分としては基準外であるが、耐震評価上クラス2として扱った

*2：耐震重要度とは別に常設重大事故等対処設備の区分に応じた耐震設計が求められることを示す

*3：S_S地震力が S_d地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力より大きく、S_S地震力による評価応力が S_d地震力及び S クラス機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S_d地震力及び静的地震力による評価を省略した

*4：0.6Su×1.5倍の値